

Treball de Fi de Grau

Titulació

Actualización de la aplicación informada en el riesgo de categorización de válvulas neumáticas y motorizadas

MEMÒRIA

Autor: Alberto Mirallas Esteban
Director: Alfredo de Blas del Hoyo
Convocatòria: Enero 2017



Escola Tècnica Superior
d'Enginyeria Industrial de Barcelona



Resumen

El objeto de este trabajo es obtener información sobre la Clasificación basada en el Riesgo, aplicando el Análisis Probabilístico de Seguridad, de válvulas motorizadas y neumáticas de una central nuclear para determinar el alcance de diagnosis y pruebas a realizar sobre las mismas. Según la normativa aplicable, esta clasificación se debe de realizar con cada actualización del APS, normalmente cada 5 años.

Con el objeto de destacar la importancia de las válvulas categorizadas en el presente trabajo, se describen los sistemas en los que las válvulas están incluidas así como las funciones más importantes de los mismos.

Posteriormente se describen, para los dos tipos de válvulas, la metodología a seguir para su categorización. Para su realización, serán necesarias modificaciones de la base de datos para actualizar los informes respecto a su anterior estudio.

La clasificación del riesgo de las válvulas se obtendrá a partir del cálculo que se deriva del análisis de los resultados de importancia obtenidos a partir de la ecuación de daño al núcleo (Nivel 1) asociada a la cuantificación del modelo, tanto el de Potencia como en Otros Modos de Operación.

Finalmente, se obtendrá la Clasificación basada en el Riesgo para las válvulas analizadas en el presente trabajo, estableciendo las diferencias de este estudio con el estudio anterior.

Sumario

RESUMEN	1
SUMARIO	3
1. GLOSARIO	5
2. PREFACIO	9
2.1. Requerimientos previos	9
3. INTRODUCCIÓN	11
3.1. Objetivos del proyecto	11
4. INTRODUCCIÓN A LAS CENTRALES NUCLEARES	12
4.1. Descripción del funcionamiento de sistemas	15
4.1.1. Sistema del refrigerante del reactor	15
4.1.2. Sistema de rociado de la contención	19
4.1.3. Sistema de purificación y limpieza del aire de la contención	22
4.1.3.1. Subsistema de purga del aire del recinto de contención	22
4.1.3.2. Subsistema de dilución de hidrógeno	23
4.1.4. Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo	24
4.1.4.1. Subsistema de alta presión	24
4.1.4.2. Subsistema de media presión (acumuladores)	30
4.1.4.3. Subsistema de baja presión	30
4.1.5. Sistema de vapor principal	34
4.1.6. Sistema de agua de alimentación principal	37
4.1.7. Sistema de agua de alimentación auxiliar	38
4.1.8. Sistema de agua de servicios para componentes	41
4.1.9. Sistema de agua de refrigeración de componentes	42
4.1.10. Sistema de agua de servicios de las salvaguardias tecnológicas	44
4.1.11. Sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas	45
4.1.12. Sistema de toma de muestras del sistema primario	48
4.1.13. Sistema de aire comprimido	49
4.1.14. Sistema de ventilación del edificio de sala de control	50
4.1.15. Sistema de protección contra incendios	52
5. INTRODUCCIÓN AL ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD (APS)	53
5.1. Objetivo del APS	53
5.1.1. Metodología del APS	53

5.2. Niveles de APS	53
5.2.1. Alcance.....	53
5.2.2. Niveles de APS	54
5.2.3. Técnicas para realizar los APS	55
5.2.4. Aplicaciones Generales del APS de Nivel 1	63
5.2.5. Limitaciones de los APS	64
5.2.6. Normativa española asociada a los APS	65
6. CATEGORIZACION DE VALVULAS MOTORIZADAS	66
6.1. Probabilidades y Tasas horarias de fallo de válvulas motorizadas	66
6.2. Criterios para la clasificación basados en medidas de importancia	67
6.3. Alcance de las válvulas modeladas en el APS	69
6.4. Cuantificación del APS para válvulas motorizadas.....	69
6.4.1. Cuantificación del APS de Nivel 1 a potencia	70
6.4.2. Cuantificación del APS de Nivel 1 en otros modos.....	77
6.5. Clasificación de riesgo en función de los resultados de la cuantificación.....	81
7. CATEGORIZACION DE VALVULAS NEUMÁTICAS	82
7.1. Metodologia	82
7.2. Desarrollo.....	85
7.2.1. Revisión del APS de Nivel 1	85
7.2.2. Cuantificación, Análisis de Importancia y Análisis de Sensibilidad del APS de Nivel 1	88
7.2.2.1. Análisis APS de Nivel 1	90
7.2.2.2. Análisis de sensibilidad 1 del APS de Nivel 1 (PERCENTIL del 95 %)	90
7.2.2.3. Análisis de sensibilidad 2 del APS de Nivel 1 (FALLOS DE CAUSA COMÚN)	91
7.2.2.4. Análisis de Sensibilidad IN (INICIADORES).....	91
7.2.3. Revisión de los modelos de Sucesos Externos	93
7.2.4. Categorización de Válvulas Neumáticas.....	93
8. PROCEDIMIENTO DE CUANTIFICACION	94
8.1. Válvulas motorizadas.....	94
8.2. Válvulas neumáticas	95
9. PRESUPUESTO	97
AGRADECIMIENTOS	100
BIBLIOGRAFIA	101

1. Glosario

Definiciones Básicas

- Frecuencia: número de sucesos por unidad de tiempo o probabilidad de que ocurra un suceso no deseado.
- Daño: medida o estimación cuantitativa de las consecuencias del mismo, por ejemplo, el número de muertos o heridos, costes o dosis radiológicas.
- Riesgo: probabilidad de que se produzca un efecto específico en un periodo de tiempo determinado o en circunstancias determinadas.
- Probabilidad de un suceso: cociente entre el número de casos favorables y el número de casos posibles.
- Frecuencia de un suceso: número de veces que tiene lugar un suceso específico, conocido por la práctica, en un periodo de tiempo determinado.
- Disponibilidad: Probabilidad de que una Estructura, Sistema o Componente esté en condiciones de realizar la función para la que fue diseñada en un momento determinado y en las condiciones para las que fue diseñado.
- Fiabilidad: Probabilidad de que una Estructura, Sistema o Componente , supuestamente disponible, realice la función para la que fue diseñada en un intervalo de tiempo establecido y unas condiciones previstas en el diseño.
- Fallo: Es toda condición que incapacita a un equipo, sistema o componente para realizar la función para la que fue diseñado.
- Tipo de fallo: Forma en la que se detecta el fallo (en operación o en demanda)
- Modo de fallo: Forma en la que se presenta el fallo (apertura, cierre, arranque, etc.).
- Tasa de fallos: número de fallos por unidad de tiempo o demanda
- Suceso iniciador: cualquier situación, a potencia o en parada, que afecta a la operación estable y provoca la actuación de sistemas de control y seguridad. Pueden ser:
 - Internos (LOCA, transitorios)

- Externos (seísmo, inundación)
- Secuencia de accidente: combinación de un suceso iniciador y de fallos/éxitos de los sistemas de mitigación (cada camino del árbol de sucesos).
- Sistemas frontales: realizan de forma directa las funciones de seguridad analizadas en el APS.
- Sistemas soporte: permiten la operatividad de los sistemas frontales.
- Sistemas de mitigación: sistemas, frontal o soporte, utilizados en la mitigación de accidentes o transitorios.
- Función crítica de seguridad: función que debe cumplirse, tanto en operación normal como en condiciones de accidente, para impedir daños al combustible y mantener la integridad de las barreras.
- Árbol de sucesos: diagrama de decisión que representa las posibles secuencias de accidente que pueden tener lugar tras la ocurrencia de un suceso iniciador.
- Árbol de fallos: representación lógica (álgebra de Boole) de los mecanismos de fallo de componentes, errores humanos y falta de disponibilidad que conducen a la pérdida de función de un sistema.
- Estado final: conjunto de condiciones al final de una secuencia de accidente que caracteriza su impacto en planta o entorno.
- Daño al núcleo (DN): Condición de descubrimiento y calentamiento del núcleo, produciendo un daño importante en el combustible.
- Accidente severo (AS): fallo de la varilla de combustible, degradación del núcleo y liberación de productos de fisión en vasija, contención o entorno.
- Conjunto mínimo de fallo: combinación mínima necesaria para que ocurra un escenario de daño al núcleo, a partir de un suceso, iniciador y fallos de equipos, indisponibilidades, acciones humanas, etc. Comienza por un suceso iniciador, presenta puntos de ramificación y termina en un estado final de éxito o fallo.
- Estado de daño a la planta: agrupación de estados finales de secuencias de accidente con daño al núcleo, atendiendo a la progresión del escenario y capacidad de la

contención.

- Árbol de sucesos en contención: secuencia de respuesta de la contención a partir de cada estado de daño a la planta, indicando el modo de fallo de la contención.
- Término fuente: fracciones (respecto al inventario inicial del núcleo) y características físicas y químicas de cada uno de los grupos de radionúclidos liberados en una secuencia.
- Categoría de liberación: agrupación de secuencias similares en magnitud del término fuente, composición y tiempo de liberación.
- Criterios de éxito: condiciones mínimas de operación requeridas a los sistemas de mitigación de un determinado suceso iniciador para cumplir con las funciones de seguridad establecidas y evitar el daño al núcleo.
- Tiempo en Misión: Tiempo en que la función o sistema es requerido en operación para cumplir con su función de seguridad. En APS el tiempo en misión es por lo general 24 horas.

Acrónimos

- CSN. Consejo de Seguridad Nuclear.
- PWR. Presurized water reactor (reactor de agua a presión)
- BWR. Boiled water reactor (reactor de agua en ebullición)
- SIS. Señal de inyección de Seguridad.
- PPE. Pérdida de potencia exterior.
- LOCA: Loss Of Coolant Accident (Accidente de pérdida de refrigerante)
- BRR. Bomba de refrigerante del reactor
- GV. Generador de vapor
- RCS. Reactor coolant system (sistema de refrigerante del reactor)

- MSLB. Main steam line break (rotura de línea de vapor principal)
- TCV. Tanque de control y volumen
- RHR. Residual heat removal (evacuación de calor residual)
- NRS. No relacionado con la seguridad
- APS: Análisis Probabilista de Seguridad
- EFDN: Ecuación de la Función de Daño al Núcleo
- DN: Daño al Núcleo
- FDN: Frecuencia de Daño al Núcleo
- FGLT: Frecuencia de Liberación Grande a corto plazo
- FGL: Frecuencia de Liberación Grande
- IE: Inicial Event
- SB: Suceso Básico
- AS: Accidente Severo
- FCC: Fallo de Causa Común
- F-V: Medida Fussell-Vesely
- RAW: Risk Achievement Worth (Incremento del Riesgo)
- RRW: Risk Reduction Worth (Reducción del Riesgo)
- NPSH: Net Positive Suction Head (altura de aspiración neta positiva)

2. Prefacio

2.1. Requerimientos previos

- Introducción al Análisis probabilístico de seguridad (APS)
- Revisión del Informe de Evaluación de APS para la Clasificación de Válvulas Motorizadas en función del riesgo
- Ejercicios previos resueltos a la confección del trabajo:
 - o Comprobación de los cálculos de importancia del RiskSpectrum® a partir de las ecuaciones de daño al núcleo en tablas de Excel con truncamientos a E-09
 - o Comprobar la fiabilidad de la categorización del RiskSpectrum® según el truncamiento a E-09 y a E-12.
 - o Comprobación de los cálculos de importancia del RiskSpectrum® a partir de las ecuaciones de daño al núcleo en Acces con truncamientos a E-12

Estos ejercicios se han explicado en los Anexos A.1, A.2, y A.3.

3. Introducción

La industria nuclear está en estos momentos, dedicada a la actualización de la tecnología existente, de acuerdo con los nuevos requisitos de licenciamiento por un lado, y por otro a establecer los principios sobre los que debe asentarse el sector en caso de un posible relanzamiento. Los distintos trabajos se dirigen hacia la mejora de la tecnología existente (Generación II, Generación III y Generación III+), hacer viables reactores aún no comercializados y preparar eventuales alargamientos en la vida de las centrales. Para el alargamiento de la vida de las centrales e, incluso para el mantenimiento de la operación actual, se han de cumplir los requerimientos del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), entre los que se encuentra la aplicación de la normativa de aplicación condicionada, dentro de la cual se solicita hacer una evaluación del riesgo basado en análisis de APS de determinadas válvulas motorizadas y neumáticas.

3.1. Objetivos del proyecto

El objeto del trabajo es la categorización de riesgo de las válvulas motorizadas de una central nuclear, con la información aportada por el análisis probabilístico de seguridad (APS), para cumplimiento con la GL-96-05 (RISK RANKING APPROACH FOR MOTOR-OPERATED VALVES (July, 1998)). También es objeto del trabajo la categorización de las válvulas neumáticas en niveles de importancia para la seguridad de la planta, mediante la aplicación de criterios basados en el riesgo del APS.

De forma genérica, la clasificación del riesgo de las válvulas se obtendrá a partir del cálculo que se deriva del análisis de los resultados de importancia obtenidos a partir de la ecuación de daño al núcleo (Nivel 1 y 2) asociada a la cuantificación del modelo, tanto el de Potencia como en Otros Modos de Operación. Adicionalmente se tendrán en consideración los modelos del APS de Inundaciones e Incendios.

4. INTRODUCCIÓN A LAS CENTRALES NUCLEARES

En España la producción de energía eléctrica de origen nuclear comenzó en el año 1968 con la puesta en marcha de la central nuclear José Cabrera (PWR). Inicialmente se instalaron centrales de los tres tipos de tecnología imperante en el mercado: agua a presión PWR (C.N. José Cabrera), agua en ebullición, BWR, (C.N. St^a María de Garoña) y grafito-gas (C.N. Vandellós I). Después, las compañías eléctricas se decantaron por la instalación de centrales de agua ligera, manteniendo actualmente en funcionamiento, además de las ya citadas (salvo Vandellós I en proceso de desmantelamiento) los grupos de Almaraz I y II, Ascó I y II, Vandellós II y Trillo I de tecnología PWR y Cofrentes, de tecnología BWR.

Dentro de los sistemas nucleares de producción de energía se distingue:

- El reactor, donde se aloja el combustible nuclear, que al sufrir reacciones de fisión genera energía térmica.
- El refrigerante, que está encargado de extraer del combustible la energía producida por las reacciones de fisión.
- El moderador, que se utiliza en los reactores térmicos para disminuir la energía de los neutrones de fisión, dado que el U-235 sufre reacciones de fisión con neutrones de bajas energías (neutrones térmicos), principalmente.

En una central PWR, el reactor se refrigera en ciclo cerrado con agua a alta presión, sin ebullición apreciable. El fluido, que también actúa como moderador neutrónico, se calienta al pasar a través del combustible desde donde se dirige a los generadores de vapor. En éstos se produce la cesión de la energía calorífica a otro circuito independiente, que se denomina circuito secundario. Una vez hecha la cesión, el agua es bombeada hacia el combustible con ayuda de bombas. El circuito de refrigeración del reactor se completa con un elemento, denominado presionador, que se encarga de mantener la presión en todo el circuito y que consiste en un depósito en el que se forma una burbuja de vapor saturado. El circuito descrito es conocido como circuito primario.

Los generadores de vapor son intercambiadores de calor formados por una serie de tubos por los que circula el refrigerante del reactor y una carcasa en la que se produce el vapor, cumpliendo la misma función que una caldera convencional. Lo que se ha denominado circuito secundario se corresponde con el ciclo termodinámico de una central térmica

normal, compuesto por los propios generadores de vapor, el turbogenerador, el condensador o foco frío y el grupo de bombas que impulsa el agua desde el pozo del condensador hasta los generadores de vapor a través de sucesivas etapas de calentamiento, con el fin de mejorar la eficiencia del ciclo termodinámico.

Los reactores de agua a presión utilizan como refrigerante y moderador agua ligera. La utilización de agua ligera impone la utilización de uranio enriquecido como combustible nuclear. El agua ligera tiene un poder de moderación tal, que permite que la distancia entre las barras de combustible sea pequeña.

El gran poder de corrosión del agua caliente y las elevadas presiones obligan a utilizar materiales especialmente resistentes, como el acero inoxidable, las aleaciones de circonio o el inconel para fabricar las piezas del circuito primario que estén en contacto con el refrigerante del reactor.

Los diseños comercializados por las distintas compañías son en esencia iguales, manifestándose algunas diferencias en las características de los componentes y en su disposición.

Westinghouse realiza diseños de su sistema nuclear de generación de vapor con dos, tres o cuatro lazos. Cada lazo dispone, como se ha dicho, de una bomba y un generador de vapor que se conectan a la vasija donde está el combustible. En uno de los lazos está conectado el presionador.

En una central nuclear son necesarios componentes, estructuras y sistemas que aseguren la integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor, la capacidad de parada del reactor, su mantenimiento en condición de parada segura y la capacidad de impedir o mitigar las consecuencias de accidentes, este conjunto de estructuras, sistemas y componentes son las denominadas salvaguardias tecnológicas, cuya misión es controlar las consecuencias de un escape de energía y radioactividad por debajo de los límites establecidos en el 10 CFR 100 (Ref). Para ello las salvaguardias tecnológicas cumplen las siguientes funciones de seguridad:

1. Protegen las vainas de combustible.

2. Garantizan la integridad de la contención, minimizando las fugas de la misma.
 3. Arrastran los productos de fisión de la atmósfera de contención hacia los sumideros de recirculación.
-
1. Las vainas del combustible están protegidas por la aportación a tiempo, continua y adecuada de agua borada al sistema refrigerante del reactor por parte del **sistema de refrigeración de emergencia del núcleo**. Este sistema suministra la inyección a alta presión (bombas centrífugas de carga) y a baja presión (bombas de extracción de calor residual), así como la inyección de los acumuladores inmediatamente después del accidente. Por otra parte es necesario asegurar un foco frío para poder evacuar el calor generado por el combustible por lo que se requiere mantener el aporte de agua a los generadores de vapor; este aporte en emergencia es llevado a cabo por el **sistema de agua de alimentación auxiliar**.
 2. Se asegura la integridad de la contención y se minimizan las fugas mediante medios para la condensación del vapor en el interior de la contención, con lo que se consigue su rápida despresurización a continuación de un accidente y el mantenimiento de la contención en condiciones próximas a las atmosféricas durante un prolongado período de tiempo. El **sistema de aislamiento de la contención**, el **sistema de rociado**, y el **sistema de purificación y limpieza del aire de la contención** aportan los medios para satisfacer estos requisitos.
 3. Los productos de fisión, principalmente el yodo, se trasladan de la atmósfera de la contención hacia los sumideros mediante el **sistema de rociado**, lo que minimiza el escape de yodo radiactivo después de un accidente.

El alcance del presente trabajo incluye también un conjunto de válvulas motorizadas y neumáticas que pertenecen a sistemas soporte de los anteriores o que contribuyen a la mitigación de las consecuencias originadas por ciertos sucesos iniciadores; estos sistemas son:

- Sistema de vapor principal
- Sistema de agua de alimentación principal
- Sistema de agua de servicios para componentes
- Sistema de agua de refrigeración de componentes

- Sistema de agua de servicios de las salvaguardias tecnológicas
- Sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas
- Sistema de aire comprimido
- Sistema de ventilación del edificio de Sala de Control

Los sistemas de salvaguardias tecnológicas están constituidos por dos trenes independientes de igual capacidad. Cada tren puede hacerse cargo de la inyección de refrigerante y de las cargas de refrigeración de emergencia, completar el aislamiento de la contención, y realizar la limpieza de la atmósfera de la contención y las funciones de minimización de fugas. Cada tren tiene una fuente de energía independiente dentro y fuera de la planta de modo que un fallo en uno de los trenes, no puede afectar al otro.

4.1. Descripción del funcionamiento de sistemas

En este apartado se hace una breve descripción del sistema de refrigerante del reactor, que contiene el núcleo del reactor así como, de las funciones de las válvulas que son categorizadas en el presente trabajo. También se hace, en éste capítulo, una descripción de los sistemas de salvaguardias y de sistemas soporte de los anteriores o, que contribuyen a la mitigación de las consecuencias originadas por ciertos sucesos iniciadores y, de las funciones de las válvulas correspondientes a estos sistemas, que son categorizadas.

4.1.1. Sistema del refrigerante del reactor

Las reacciones nucleares de fisión producidas en el núcleo del reactor liberan una gran cantidad de calor que hay que evacuar para evitar la fusión del mismo. Para ello se hace circular agua, a alta presión, a través del núcleo.

El agua, que sirve al mismo tiempo como refrigerante de las vainas de combustible y moderador de las reacciones nucleares, se calienta a su paso por el núcleo, fluye a través del lado primario de los generadores de vapor, donde cede calor al agua del circuito secundario, y retorna al núcleo para repetir el ciclo.

La alta contaminación radiactiva de este agua aconseja su confinamiento en un circuito cerrado, este circuito se denomina sistema de refrigerante del reactor.

El sistema de refrigeración del reactor tiene las siguientes funciones:

- a) Suministrar el medio para transferir el calor generado en el núcleo por la fisión nuclear del combustible a los generadores de vapor. En estos se forma vapor para el accionamiento del turboalternador.
- b) El propio circuito actúa como barrera de separación física (barrera de presión) entre el circuito primario y el secundario para limitar las fugas y la liberación de radioactividad al ciclo secundario.
- c) Mantiene presurizada el agua del sistema para evitar la formación de vapor.
- d) El agua del sistema se emplea, además de refrigerante, como:
 - Moderador neutrónico.
 - Reflector neutrónico.
 - Disolvente de ácido bórico para el control de la reactividad a largo plazo.

El sistema de refrigerante del reactor consta de tres lazos idénticos de transmisión de calor conectados en paralelo a la vasija del reactor, tal como se muestra en la figura 4.1.

Cada lazo contiene una bomba de refrigerante de reactor, BRR, un generador de vapor, GV, y las tuberías correspondientes. Además, el sistema incluye un presionador, un tanque de alivio del presionador y la instrumentación necesaria para el control operativo.

A las tuberías del sistema que unen los componentes principales del sistema en cada lazo, se les denomina "ramas". Atendiendo a la temperatura del refrigerante que circula por ellas se las denomina:

- Rama caliente (une la vasija del reactor con el generador de vapor)
- Rama intermedia (une el generador de vapor con la bomba principal)
- Rama fría (une la bomba principal con la vasija del reactor)

Durante la operación normal, las bombas mueven el agua a través del núcleo y los tres lazos. El agua actúa también como moderador neutrónico, reflector y disolvente del ácido bórico.

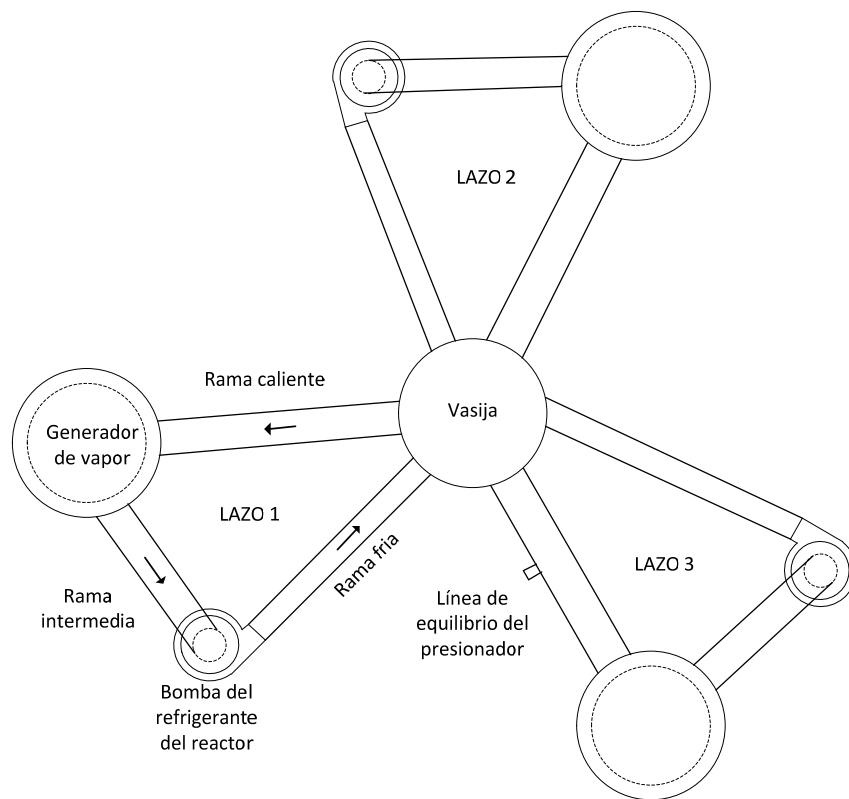


Figura 4.1. Sistema de generación nuclear de tres lazos

El refrigerante entra en la vasija, según se muestra en la figura 4.2, a través de tres toberas de entrada situadas debajo de la cabeza y por encima del núcleo, fluye hacia abajo por un anillo existente entre la pared interior de la vasija y el barrilete, hasta el fondo del reactor desde donde sube por el núcleo, refrigerándolo, hacia las tres toberas de salida.

Después de salir de la vasija, el refrigerante entra en los GV por una tobera localizada en la base hemisférica inferior y fluye a través de sus tubos.

Desde los GV el agua retorna a la vasija, impulsada por las BRR.

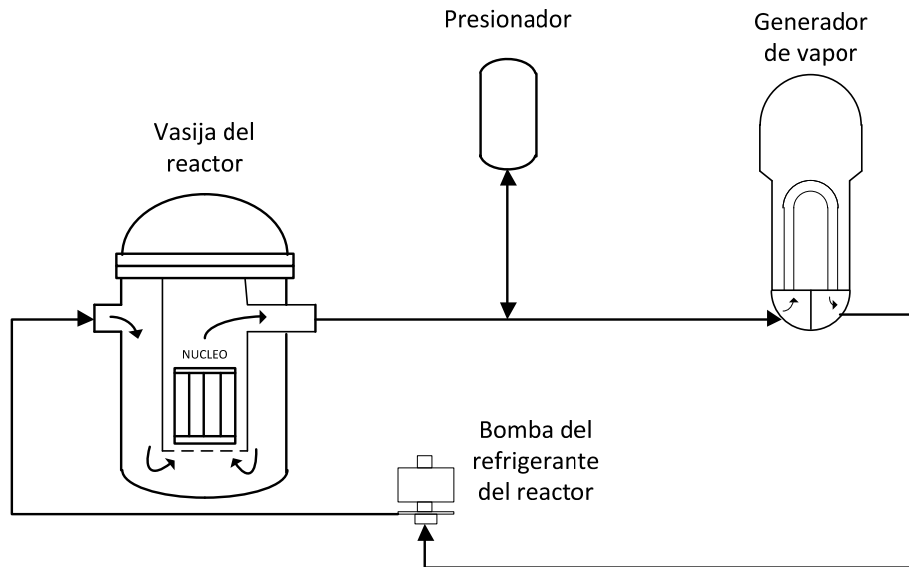


Figura 4.2. Flujo del refrigerante

En la figura 4.3 se muestran las válvulas objeto del presente trabajo. Las válvulas motorizadas correspondientes al sistema de refrigerante de reactor son:

- VM1002/ VM1003. Válvulas de aislamiento de las válvulas de alivio del presionador. Normalmente abiertas, su cierre es necesario para mitigar el fallo en abierto de las válvulas de alivio del presionador, que provocaría una despresurización del circuito primario y con ello, disparo del reactor e inyección de seguridad.
- VM1017. Válvula de aislamiento de la línea de extracción de gases desde el tanque de drenajes del refrigerante del reactor hacia el tanque de equilibrio de desechos gaseosos. Permite aislar la contención de forma automática al generarse la señal de aislamiento de contención.
- VM1021. Válvula de aislamiento de la salida del cambiador de calor del tanque de drenajes del refrigerante del reactor. Permite aislar la contención de forma automática al generarse la señal de aislamiento de contención.
- VM1023. Válvula de aislamiento de la línea de extracción de drenajes de suelos del edificio de contención. Permite aislar la contención de forma automática al generarse la señal de aislamiento de contención.
- VM1065. Válvula de aportación de nitrógeno al tanque de drenajes del refrigerante del reactor. Permite aislar la contención de forma automática al generarse la señal de aislamiento de contención.

Las válvulas neumáticas son:

- VCP-444A/ 445. Alivio del presionador. Normalmente cerradas, abren por alta presión en el RCS para proteger a éste de sobrepresiones. Su fallo al cierre puede provocar un accidente de pérdida de refrigerante.
- VCP-1044A/ 1045/ 1050/ 1051. Suministro de N₂ a las válvulas de alivio. Es un soporte adicional al aire de instrumentos para actuar las válvulas de alivio.

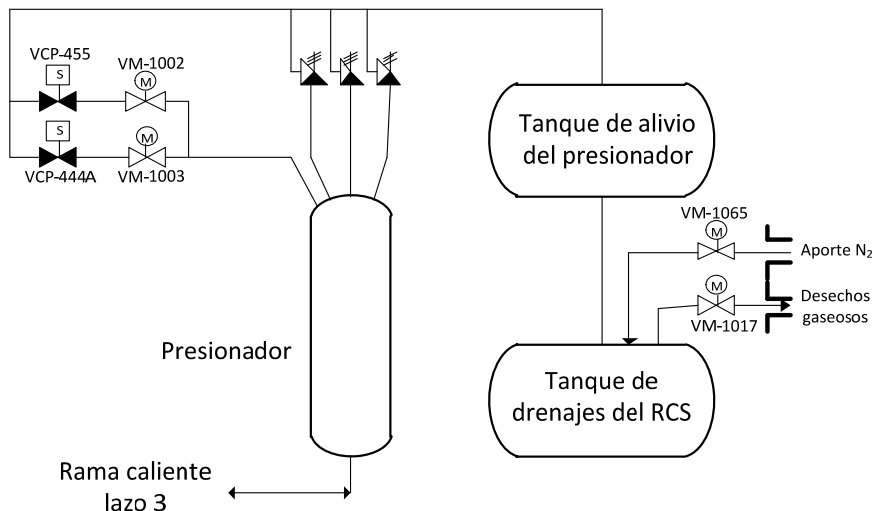


Figura 4.3. Válvulas motorizadas y neumáticas del RCS

4.1.2. Sistema de rociado de la contención

Durante la operación de la planta y según los análisis probabilísticos de seguridad, podrían suceder accidentes tales como LOCA, rotura de vapor dentro del recinto de contención, u otros, que provocarían el aumento de presión en el interior del recinto y/o el aumento de la concentración de yodo radiactivo, degradándose tanto las condiciones ambientales como estructurales del recinto de contención.

Con objeto de mitigar estas situaciones se ha diseñado el sistema de rociado de la contención, que suministra agua borada para enfriar la atmósfera del edificio de contención.

La inyección de rociado arrastra el aditivo contenido en los contenedores, distribuyendo la solución resultante a través de la atmósfera de contención hasta los sumideros, de los que se extrae la solución durante la fase de recirculación. La neutralización del fluido de

recirculación es necesaria para retener en la solución los yodos liberados y para minimizar la corrosión inducida por cloruros en el acero inoxidable.

Las funciones del sistema de rociado de la contención son:

- a) Refrigeración de la atmósfera de la Contención, tras un accidente de pérdida de Refrigerante del Reactor (LOCA) o de rotura de una línea de Vapor Principal (MSLB), para reducir la presión y la temperatura en dicho recinto, evitando que se superen los límites de diseño del mismo y, minimizando las fugas al exterior de los productos radiactivos liberados por el accidente.
- b) Reducir la concentración de iodo liberado a la atmósfera del Edificio de Contención y retención del mismo en los sumideros, a fin de evitar su fuga hacia el exterior, manteniendo las adecuadas condiciones químicas en el rociado y en el sumidero.
- c) Constituye la fuente de aporte de fluido de refrigeración durante la fase de recirculación, a largo plazo, tras el accidente.

El sistema de rociado de la contención, consta, como se muestra en la figura 4.4, de dos trenes independientes, cada uno de los cuales es del 100% de capacidad, y una serie de equipos comunes.

Cada tren consta de:

- Una bomba de rociado
- 100 boquillas de rociado, repartidas en tres anillos de aspersión
- Tuberías para las aspiraciones y descarga del sistema

Las bombas del sistema pueden aspirar desde:

- a) El tanque de almacenamiento de agua de recarga. Este suministro se utiliza durante la fase de inyección.
- b) Sumideros de recirculación de la contención A y B. Estos recogen los líquidos descargados durante un accidente en la contención de donde son aspirados por los sistemas de rociado y de inyección de seguridad de baja presión durante la fase de recirculación.

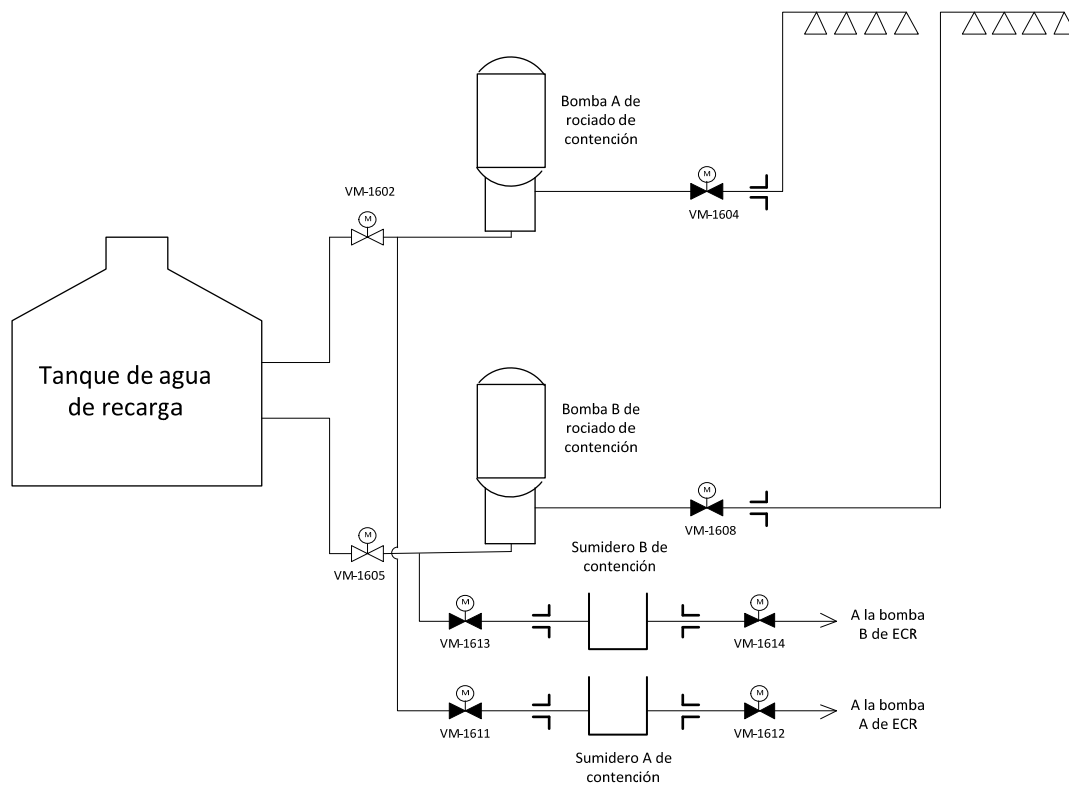


Figura 4.4.Sistema de rociado de la contención

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de rociado de la contención son:

- VM1602/ VM1605. Aspiración de las bombas de rociado de contención desde el Tanque de Agua de Recarga. Normalmente abiertas, confirman su apertura por señal de rociado de contención y cierran, aunque persista esa señal, por señal de recirculación y válvula de aspiración desde sumideros de su tren 100% abierta.
- VM1612/ VM1614. Válvulas de aislamiento de los sumideros de contención a la aspiración de las bombas de inyección de seguridad de baja presión. Normalmente cerradas, abren automáticamente por señal de fase de recirculación.
- VM1611/ VM1613. Válvulas de aislamiento de los sumideros de contención a la aspiración de las bombas de rociado de la contención. Normalmente cerradas, abren automáticamente por señal de fase de recirculación.
- VM1604/ VM1608. Descarga de las bombas de rociado. Normalmente están cerradas. Abren automáticamente por señal de rociado de contención.

4.1.3. Sistema de purificación y limpieza del aire de la contención

Como consecuencia de la necesidad de proporcionar unas condiciones ambientales seguras, que permitan el acceso y la permanencia del personal en el recinto de contención, así como el funcionamiento adecuado de los equipos, está implantado el sistema de purga y dilución de hidrógeno de la contención.

El subsistema de purga del aire del recinto de contención reduce la concentración de contaminantes radiactivos que puedan originarse durante la operación de la planta a valores aceptables.

El subsistema de dilución de hidrógeno limita la concentración del hidrógeno generado en caso de un accidente a valores menores del 4% en volumen, para evitar que haya peligro de inflamación.

4.1.3.1. Subsistema de purga del aire del recinto de contención

Las funciones de este subsistema son:

- a) Proporcionar suficiente filtración y circulación de aire en la contención, para permitir el acceso a este edificio durante el mantenimiento en operación a potencia y después de la parada del reactor.
- b) Permitir la purga del recinto de contención de los nucleídos radiactivos que puedan producirse en cualquier modo de operación sin superar las dosis admisibles al exterior.

Este subsistema trata el aire del recinto de contención. Se suministra aire del exterior y se extrae filtrándolo antes de descargarlo a la atmósfera. La actividad de este aire está controlada por un monitor de radiación.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes a este subsistema son las válvulas VM8015 y VM8017, salida y retorno de la muestra para vigilancia de la radiación que, cierran automáticamente al producirse una señal de aislamiento de la ventilación de contención.

4.1.3.2. Subsistema de dilución de hidrógeno

Las funciones de este subsistema son:

- a) Suministrar el aire necesario después de un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA), para diluir el hidrógeno generado en el recinto de contención y mantener su concentración por debajo del límite de inflamación.
- b) Purgar el hidrógeno generado en el recinto de contención en el caso de accidente por pérdida de refrigerante.

Como consecuencia del accidente base de diseño, dentro de la contención se puede generar hidrógeno gaseoso por:

- Reacción del refrigerante del reactor (agua) con el zirconio de las vainas de combustible.
- Corrosiones de metales de construcción y pinturas, por las soluciones empleadas en la refrigeración de emergencia o en el rociado de la contención.
- Radiólisis de la solución acuosa que se encuentra en el núcleo y en los sumideros.

El subsistema de dilución de hidrógeno consta de una unidad de extracción de purga por la que pasa el aire para eliminar la carga de partículas y yodos antes de ser expulsado a la atmósfera.

La única válvula motorizada que se considera en este trabajo es la VM8024, aislamiento línea dilución de H_2 contención, normalmente cerrada, recibe señal del sistema de aislamiento de la ventilación de la contención.

4.1.4. Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El objetivo del sistema es proveer de un caudal de refrigeración de emergencia para el núcleo que evite o limite, según los casos, la fusión del metal de la vaina y del propio combustible, en los accidentes que puedan producirse. De esta manera, se evita el escape de los productos radiactivos confinados en la vaina, garantizándose que el público no reciba una dosis superior a la que indican los organismos e instituciones competentes como admisible.

Para controlar la reactividad en aquellos accidentes en los que por sus características se prevea un aumento de ésta, el caudal de inyección lleva disuelto una suficiente cantidad de boro como para que se mantengan condiciones de subcriticidad en el reactor.

Los tipos de accidentes a los que el sistema es capaz de hacer frente son los de pérdida de refrigerante primario, LOCA. Igualmente se ha diseñado para hacer frente a la rotura de tuberías del secundario, alguno de cuyos efectos (bajada de presión) son idénticos a los del LOCA. Son estos accidentes los que activan las señales automáticas de arranque del sistema.

El sistema incluye tres subsistemas, de alta, media y baja presión, diseñados para cumplir la función de refrigeración del núcleo para distintas magnitudes de accidente.

El sistema refrigeración de emergencia del núcleo cumple las siguientes funciones fundamentales:

- a. Proveer de un caudal de refrigeración de emergencia en caso de un accidente de pérdida de refrigerante originado por una rotura en el sistema de refrigerante del reactor, y con ello, evacuar del núcleo del reactor el calor almacenado y de desintegración de los productos de fisión, de tal forma, que se eviten daños en las barras de combustible hasta el grado que perjudique la refrigeración efectiva del núcleo.
- b. Aportar una cantidad suficiente de boro disuelto en el caudal de inyección a fin de compensar el aumento de reactividad provocado por un accidente de rotura de vapor.

4.1.4.1. Subsistema de alta presión

Este subsistema está compuesto por elementos del sistema de control químico y de volumen y por elementos del sistema de inyección de seguridad.

El sistema de control químico y de volumen tiene asignadas funciones de purificación del refrigerante del reactor, control del absorbente neutrónico disuelto y el suministro del caudal

de inyección a sellos de las bombas principales, BRR. Por otra parte, las bombas de carga están integradas dentro del sistema de inyección de seguridad de alta presión.

Las funciones del sistema de control químico y de volumen son:

- a) Mantener el nivel de agua programado en el presionador estableciendo el balance de agua requerido en el sistema de refrigerante del reactor.
- b) Proporcionar un caudal de inyección de agua a los cierres de las bombas del refrigerante del reactor.
- c) Controlar las condiciones químicas, el nivel de actividad y la concentración del absorbente neutrónico soluble del sistema de refrigerante del reactor.
- d) Aportar caudal de alta presión para el sistema de inyección de seguridad durante la actuación de la refrigeración de emergencia del núcleo.

El nivel de agua programado en el presionador se mantiene con un proceso continuo de entrada y salida de refrigerante del reactor (funciones de carga y descarga), según se muestra en la figura 4.5, controlando las variaciones de volumen debidas a la expansión y contracción térmica del refrigerante del reactor durante el calentamiento y enfriamiento de la planta respectivamente.

La descarga se realiza desde la rama intermedia del lazo 1 hasta el tanque de control de volumen, TCV; durante ese trayecto se hace pasar el agua del primario a través de una serie de filtros y desmineralizadores.

A la aspiración de las bombas de carga llega una tubería que procede del TCV. Se dispone de tres bombas de carga que aspiran normalmente del TCV y envían el refrigerante ya purificado al sistema de refrigerante del reactor; normalmente se hallará una sola en funcionamiento.

Las bombas disponen de unas tuberías de recirculación, con una válvula motorizada, hacia el tanque de control de volumen; las tres recirculaciones confluyen en una sola que descarga el fluido al TCV. Las aspiraciones y descargas de las bombas se efectúan en sendos colectores provistos de cuatro parejas de válvulas motorizadas que permiten aislar trenes cuando ello se requiere.

El colector de aspiración se puede conectar, entre otras a las siguientes fuentes:

- Tanque de control de volumen. Este es el modo de operación normal del sistema.
- Tanque de almacenamiento de agua de recarga. Se usa en la inyección de seguridad de alta presión o por muy bajo nivel en el TCV.
- Dos tuberías que proceden de ambos trenes del sistema de evacuación de calor residual.

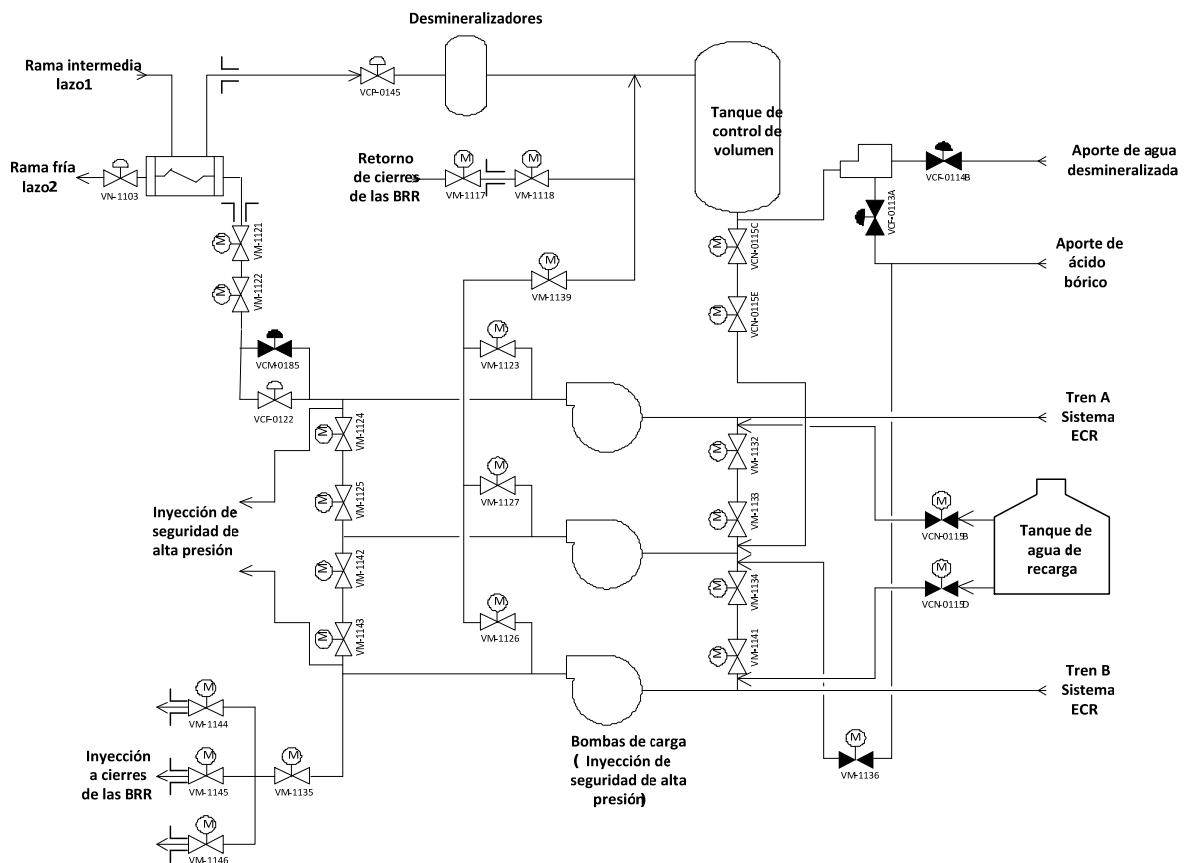


Figura 4.5. Sistema de control químico y de volumen

El caudal de la descarga de las bombas vuelve al sistema de refrigerante de reactor a través de la línea de carga, dotada de válvulas de aislamiento y, una parte se utiliza para inyección a los cierres de las bombas principales; parte del caudal de inyección se dirige, tras pasar por las BRR, al TCV a través de una línea de retorno.

Las bombas de carga funcionan como parte del sistema de inyección de seguridad de alta presión en cuyo caso el caudal no pasa a través de la línea de carga, sino por las líneas del sistema de inyección de seguridad.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema control químico y de volumen son:

- VCN0115B/ VNC0115D. Del Tanque de Agua de Recarga a la aspiración de las bombas de inyección de alta presión. Normalmente cerradas, toman agua del tanque de recarga y descargan a la aspiración de las bombas de carga cuando se produce la inyección de seguridad o bien cuando se tiene muy bajo nivel en el TCV.
- VM1123/ VM1126/ VM1127/ VM1139. Recirculación mínima de las bombas de inyección de alta presión (bombas de carga). Normalmente abiertas, cierran automáticamente por señal de inyección de seguridad.
- VM1121/ VM1122. Aislamiento de la línea de carga. Normalmente abiertas, cierran por señal de inyección de seguridad.
- VCN0115C/ VCN0115E. Aislamiento de la salida del TCV. Normalmente abiertas, cierran automáticamente por señal de inyección de seguridad o bien cuando se tiene muy bajo nivel en el TCV.
- VM1117/ VM1118. Aislamiento del retorno de agua de cierres de las bombas de refrigeración del reactor. Normalmente abiertas, cierran por señal de aislamiento de contención.
- VM1124/ VM1125/ VM1142/ VM1143. Válvulas en colector de descarga de las bombas de carga. Normalmente abiertas, se cierran manualmente durante la fase de recirculación tras accidente con el fin de separar los trenes de las bombas de carga.
- VM1132/ VM1133/ VM1134/ VM1141. Válvulas en colector de aspiración de las bombas de carga. Normalmente abiertas, se cierran manualmente durante la fase de recirculación tras accidente con el fin de separar los trenes de las bombas de carga.
- VM1135. Válvula en la línea de impulsión de las bombas de carga a los cierres de las BRR. Normalmente abierta, se cierra manualmente durante la fase de recirculación.
- VM1136. Válvula de conexión del Sistema de Ácido Bórico a la aspiración de las bombas de carga. Normalmente cerrada, permite realizar la boración de emergencia.
- VM1144/ VM1145/ VM1146. Líneas de inyección a cierres de las BRR. Normalmente abiertas, se actúan manualmente para gestionar el caudal de inyección a sellos en situaciones de malfuncionamiento o emergencia.

Las válvulas neumáticas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema control químico y de volumen son:

- VCF-0122. Caudal de carga al primario. Normalmente está abierta. Recibe señales para controlar el caudal de carga.
- VCF-0113A. Aporte de boro al mezclador. Abre para mantener la concentración de boro en el primario.
- VCF-0114B. Aporte de agua desmineralizada al mezclador. Abre para mantener la concentración de boro en el primario.
- VCM-0185. Bypass de la línea normal de carga. Normalmente cerrada, se utiliza para mantener caudal de carga en determinadas condiciones.
- VN-1103. Línea de carga a rama fría del lazo 2. Retorna el caudal purificado al sistema del refrigerante del reactor.
- VCP-0145. Línea de descarga desde la rama intermedia del lazo 1. Desvía caudal para purificar desde el sistema del refrigerante del reactor.

El caudal impulsado por las bombas de carga en modo de emergencia, circula a través del sistema de inyección de seguridad, según se muestra en la figura 4.6.

El aporte puede ser:

- A las tres ramas frías, alimentación normal a través del tanque de inyección de boro por medio de dos válvulas motorizadas en paralelo.
- A las tres ramas frías, alimentación alternativa a la anterior.
- A las tres ramas calientes, conectadas a la descarga de las bombas de carga por dos caminos independientes, cada uno con su correspondiente válvula de aislamiento.

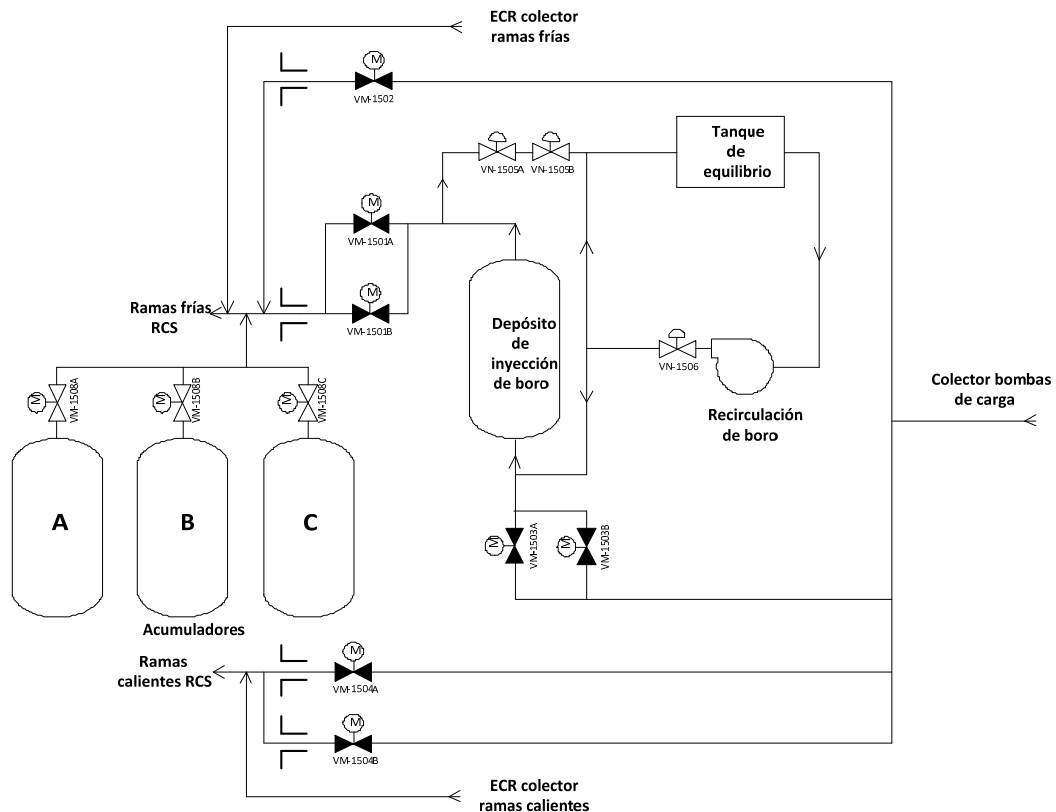


Figura 4.6. Sistema de inyección de seguridad

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de inyección de seguridad de alta presión son:

- VM1502. Inyección alternativa de alta presión a ramas frías. Normalmente cerrada, se abre manualmente al iniciarse la fase de recirculación para permitir un segundo camino de inyección a ramas frías.
- VM1501A/ 1501B/ 1503A/ 1503B. Válvulas de aislamiento del tanque de inyección de boro. Normalmente cerradas, abren por señal de inyección de seguridad.
- VM1504A/ 1504B. Inyección desde bombas de carga a ramas calientes. Normalmente cerradas, se abrirán manualmente al iniciarse la recirculación a las ramas calientes, cerrando los caminos de descarga a las ramas frías.

Las válvulas neumáticas consideradas son:

- VN1505A/ 1505B/ 1506. Válvulas de la recirculación del tanque de inyección de boro. Son válvulas normalmente abiertas que cierran por señal de IS. Se abren manualmente para permitir la recirculación del tanque de inyección de boro, evitando

la precipitación del boro. Su fallo al cierre desviaría caudal de inyección de seguridad al tanque de equilibrio.

4.1.4.2. Subsistema de media presión (acumuladores)

Existen tres tanques acumuladores, mostrados en la figura 4.6, uno por cada rama fría del sistema de refrigeración del reactor, son vasijas a presión las cuales se encuentran llenas de agua borada y presurizadas con nitrógeno. Cada tanque acumulador tiene su propia línea de descarga a través de una válvula motorizada.

El sistema de acumuladores de inyección de seguridad es totalmente pasivo y tan pronto como la presión del sistema de refrigeración del reactor es inferior a la presión en los tanques acumuladores, se produce la inyección del agua borada contenida en estos tanques, a las ramas frías de los lazos primarios.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema inyección de seguridad de media presión son:

- VM1508A/ 1508B/ 1508C. Aislamiento descarga acumuladores. Normalmente abiertas, reciben confirmación de apertura por señal de inyección de seguridad.

4.1.4.3. Subsistema de baja presión

El subsistema de baja presión está constituido por los componentes del sistema de evacuación de calor residual y algunos tramos del sistema de inyección de seguridad.

El Sistema de Evacuación de Calor Residual cumple dos funciones principales:

- a) Eliminar la carga térmica del sistema de refrigeración del reactor a un ritmo controlado durante:
 - Arranques, en la primera fase de calentamiento de la central.
 - Paradas, en la segunda fase del enfriamiento de la central y en recargas.
- b) Forma parte del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. En un accidente de pérdida de refrigerante del reactor con despresurización total introduce, en una

primera fase, agua borada desde el tanque de agua de recarga, o en una segunda fase, desde los sumideros de recirculación del recinto de contención para mantener efectivamente la refrigeración del núcleo y limitar las reacciones vaina-agua.

Como consecuencia de la operación del reactor a potencia, se produce una acumulación de productos de fisión. Estos son inestables y sufren procesos nucleares en los cuales se desprende energía.

La parada del reactor supone el detenimiento del proceso de fisión en cadena. Sin embargo los productos de fisión decaen con distintos períodos, por lo que la liberación de energía con la consiguiente producción de calor permanece durante bastante tiempo después de la parada del reactor. Este calor producido es conocido como calor residual. Para extraerlo del núcleo se prevé, en el diseño de la central, el Sistema de Evacuación de Calor Residual, cuando el sistema normal de refrigeración, circuito secundario, no es efectivo.

Este sistema, como se indica en la figura 4.7, consta de dos trenes redundantes. El caudal del circuito primario es aspirado por las bombas y descargado de nuevo, previa refrigeración en los cambiadores de calor.

Cada tren puede alimentarse desde los siguientes suministros:

- Desde el sistema de refrigeración del reactor para enfriamiento en paradas y calentamiento en arranques.
- Desde el tanque de agua de recarga; esta será la alimentación inicial del sistema, como parte del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en la fase de inyección.
- Desde los sumideros de recirculación de la contención para cuando, después de un accidente con agotamiento del inventario del tanque de agua de recarga, (finaliza la fase de inyección), se pasa a la fase de recirculación, con lo que el agua contenida en los sumideros de la contención es bombeada de nuevo al circuito primario.

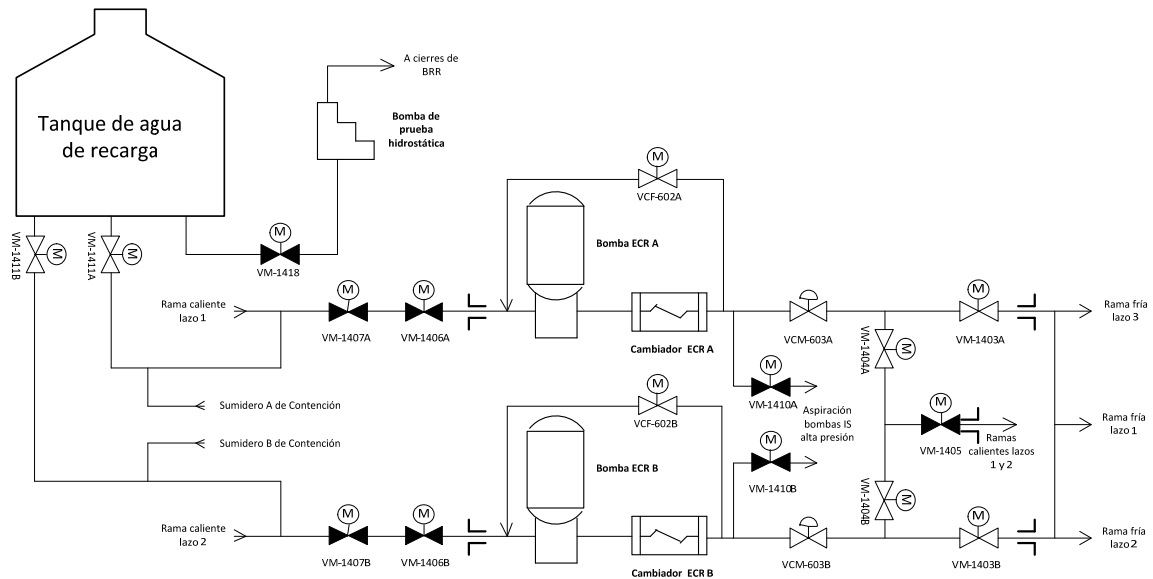


Figura 4.7. Sistema de evacuación del calor residual

En la descarga de cada cambiador hay una tubería que conecta con la aspiración de las bombas de carga, esta conexión se utilizará durante la fase de recirculación posterior a un accidente cuando las bombas de carga aspiran de la descarga de las bombas del sistema de evacuación de calor residual, procediendo dicho suministro desde los sumideros de recirculación.

Los dos trenes se interconectan por medio de dos colectores a la salida de los cambiadores de calor; el primer colector tiene dos válvulas motorizadas normalmente abiertas, que se cerrarán durante la fase de recirculación para establecer la independencia de trenes.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de evacuación de calor residual son:

- VM1411A/ 1411B. Del Tanque de Agua de Recarga a la aspiración de las bombas de inyección de baja presión. Normalmente abiertas, reciben señal automática de apertura por SIS. Para que el sistema pueda aspirar desde los sumideros en la fase de recirculación, estas válvulas han de cerrarse manualmente.
- VM1410A/ 1410B. Conexión con la aspiración de las bombas de inyección de alta presión. Están normalmente cerradas y se abren manualmente después de un

accidente para suministrar la aspiración a las bombas de carga desde los sumideros de recirculación.

- VCF602A/ 602B. Recirculación de las bombas. Su actuación protege las bombas contra sobrecalentamientos, vibraciones y pérdida de caudal de aspiración. Abren automáticamente por bajo caudal medido a la descarga de bomba y cierran por caudal alto.
- VM1403A/ 1403B. Inyección de baja presión a ramas frías del RCS. Normalmente abiertas, reciben señal automática de apertura por SIS. Se cierran manualmente en caso de accidente llegado el momento de tener que hacer el cambio a recirculación a ramas calientes del sistema primario.
- VM1406A/ 1406B/ 1407A/ 1407B. Aspiración desde el RCS a las bombas del RHR. Están normalmente cerradas para aislar y proteger de sobrepresiones el Sistema de Evacuación de Calor Residual, cuando la presión del refrigerante de reactor es mayor que la admisible en el sistema. Se actúan manualmente para secuenciar las posibles aspiraciones del sistema.
- VM1404A/ 1404B. Interconexión de la descarga de las bombas de evacuación de calor residual. Están normalmente abiertas; se cerrarán manualmente al comienzo de la fase de recirculación (recirculación a ramas frías) de inyección de seguridad para realizar separación de trenes del sistema y se abren para efectuar la descarga a ramas calientes.
- VM1405. Inyección a ramas calientes desde las bombas de evacuación de calor residual. Normalmente cerrada, se abre manualmente en la fase de recirculación a ramas calientes.
- VM1418. Aspiración de Bomba de Prueba Hidrostática. Normalmente cerrada, se abre manualmente para inyectar agua a los cierres de las BRR en caso de pérdida total de corriente alterna.

Las válvulas neumáticas consideradas son:

- VCM603A/ 603B. Salida de los cambiadores de calor residual. Regulan el flujo a través de los cambiadores para controlar el enfriamiento o calentamiento del primario.

La descarga de estas bombas es impulsada a través de sus cambiadores respectivos, y dirigida a las tres ramas frías o a las ramas calientes de los lazos 1 y 2 del sistema primario, entrando a éstas junto con el caudal procedente del subsistema de alta presión.

4.1.5. Sistema de vapor principal

La producción de vapor y su transporte hasta la turbina en las condiciones adecuadas para su consumo son tareas fundamentales en el esquema de funcionamiento de la central.

La primera de las funciones se realiza en el lado secundario de los generadores de vapor; para hacer llegar el vapor obtenido hasta la turbina de alta presión es necesario disponer de una serie de tuberías que, atravesando el recinto de contención, se dirijan al edificio de turbina sin provocar grandes caídas de presión.

Existen otros sistemas o componentes de la planta que necesitan el vapor para su funcionamiento: turbobombas de agua de alimentación principal y auxiliar, y sistema de bypass de turbina.

Este sistema consta de componentes relacionados estrechamente con la seguridad de la planta. Una rotura en las líneas de vapor principal puede provocar un enfriamiento no controlado en el refrigerante del reactor y, si la rotura se da en el interior del recinto de contención, la presurización del mismo podría hacer peligrar su integridad. Por tanto, tras estas consideraciones se entiende la importancia de las válvulas de aislamiento de vapor principal que limitan estas consecuencias y las de las válvulas de seguridad, que aseguran su integridad.

Este sistema comprende los tres generadores de vapor, en donde se produce el vapor, mediante el calentamiento del agua de alimentación por el agua del circuito primario que, procedente de la vasija del reactor, circula por el interior de los tubos de los generadores.

El vapor producido en los generadores de vapor es conducido, por medio de tres líneas, hasta el colector de vapor principal donde se igualan presiones y temperaturas, y desde ahí, se distribuye a los diferentes servicios.

Siguiendo el sentido del flujo de vapor, se encuentran, según se indica en la figura 4.8, en cada una de las tuberías de salida de los generadores, cinco válvulas de seguridad con escape a la atmósfera, una válvula de alivio y, una válvula de aislamiento con su by-pass.

Las válvulas de seguridad se han instalado para proteger de sobrepresiones a los generadores de vapor.

Las válvulas de alivio pueden disipar el calor residual del reactor cuando el turbogenerador o el condensador no están en servicio, durante arranques, paradas y en caso de disparo de turbina.

Las válvulas de aislamiento tienen por misión detener el flujo de vapor al recibir una señal de aislamiento del vapor principal.

Del colector de vapor principal se derivan, entre otras, las siguientes líneas:

- a) Dos líneas que conducen el vapor a las válvulas de admisión de la turbina de alta presión; de cada una de estas líneas se deriva una tubería de vapor de descarga al condensador (bypass de turbina) con sus correspondientes válvulas de control de presión, descargan el vapor bajo demanda a dichos cuerpos del condensador.
- b) Dos líneas que llevan vapor a las turbinas de las bombas de agua de alimentación

El sistema de bypass de turbina se ha diseñado con objeto de enviar vapor directamente al condensador, sin pasar por la turbina, en aquellas condiciones de operación que así lo requieran y de este modo crear una carga térmica artificial en el sistema de refrigerante del reactor; esto permite reducir la temperatura del refrigerante del reactor a una nueva de equilibrio, sin originar condiciones de sobretemperatura y/o sobrepresión excesiva.

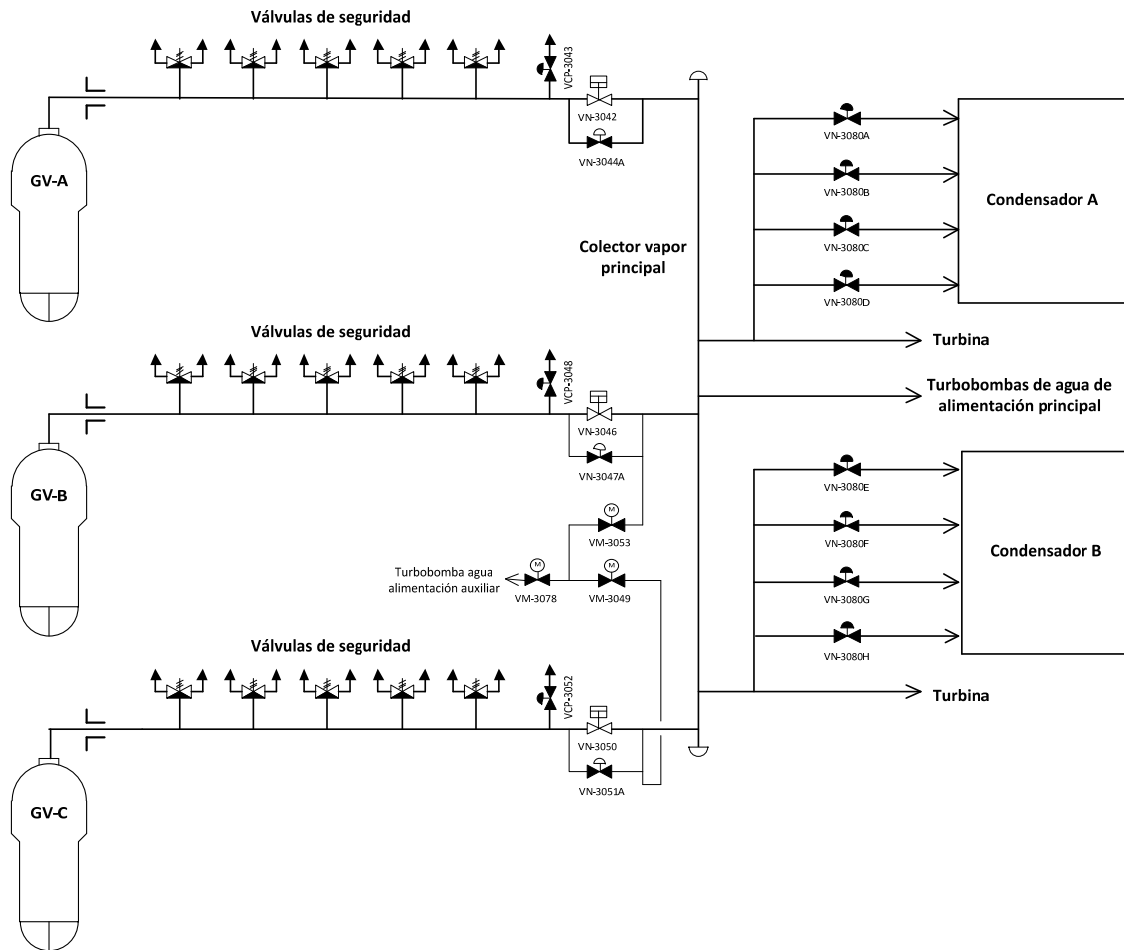


Figura 4.8. Sistema de vapor principal

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de vapor auxiliar son:

- VM3078/ 3053/ 3049. Suministro de vapor a turbobomba de agua de alimentación auxiliar. Normalmente cerradas, suministran vapor a la turbobomba de agua de alimentación auxiliar, y así poder enviar agua a los generadores de vapor como sumidero de calor para realizar el enfriamiento del reactor bajo condiciones de emergencia, paradas o arranques. Asimismo recibe orden automática de apertura al darse orden de arranque automático de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar.

Las válvulas neumáticas consideradas son:

- VCF3080A/ 3080B/ 3080C/ 3080D/ 3080F/ 3080G/ 3080H. Válvulas de bypass de turbina. Normalmente cerradas, modulan para mantener la temperatura del refrigerante y, en caso de producirse disparo del reactor, su apertura crea una carga térmica artificial en el sistema de refrigerante del reactor que evita una sobretemperatura y/o sobrepresión excesiva en el mismo.
- VN3042/ 3046/ 3050. Válvulas de aislamiento de vapor principal. Normalmente abiertas, están diseñadas para detener el flujo de vapor y aislar el generador de vapor y las tuberías de vapor principal al recibir una señal dada por los sistemas de actuación de salvaguardias, en cualquiera de las condiciones siguientes:
 1. Baja presión de vapor en una línea.
 2. Alto ritmo de despresurización de los generadores de vapor.
 3. Alta presión en el recinto de contención.
- VN3044A/ 3047A/ 3051A. Válvulas de bypass de las válvulas de aislamiento de vapor principal. Normalmente cerradas, se utiliza para igualar presiones y para el calentamiento del sistema y de la turbina durante los arranques, antes de que abran las válvulas de aislamiento. Reciben orden de cierre por las mismas señales que las válvulas de aislamiento.
- VCP3043/ 3048/ 3052. Válvulas de alivio. Normalmente cerradas, sirven para proteger al GV contra sobrepresiones, evitando la apertura de las válvulas de seguridad. También se usan para disipar el calor del sistema nuclear de suministro de vapor cuando el condensador está fuera de servicio durante arranques, paradas, etc., o bien durante transitorios de pérdida de carga instantánea de hasta el 50% o pérdida total de carga sin disparo del reactor.

4.1.6. Sistema de agua de alimentación principal

El agua del condensador (figura 4.9), impulsada por las bombas de condensado y calentada en los calentadores de baja, debe de ser introducida en los generadores de vapor para producir el vapor que cede su energía en las turbinas. La impulsión de esta agua se realiza mediante las dos turbobombas así como una última etapa de calentamiento en los calentadores de alta presión. El caudal de entrada a cada uno de los GV se realiza a través de válvulas de control que modulan en función del nivel del GV.

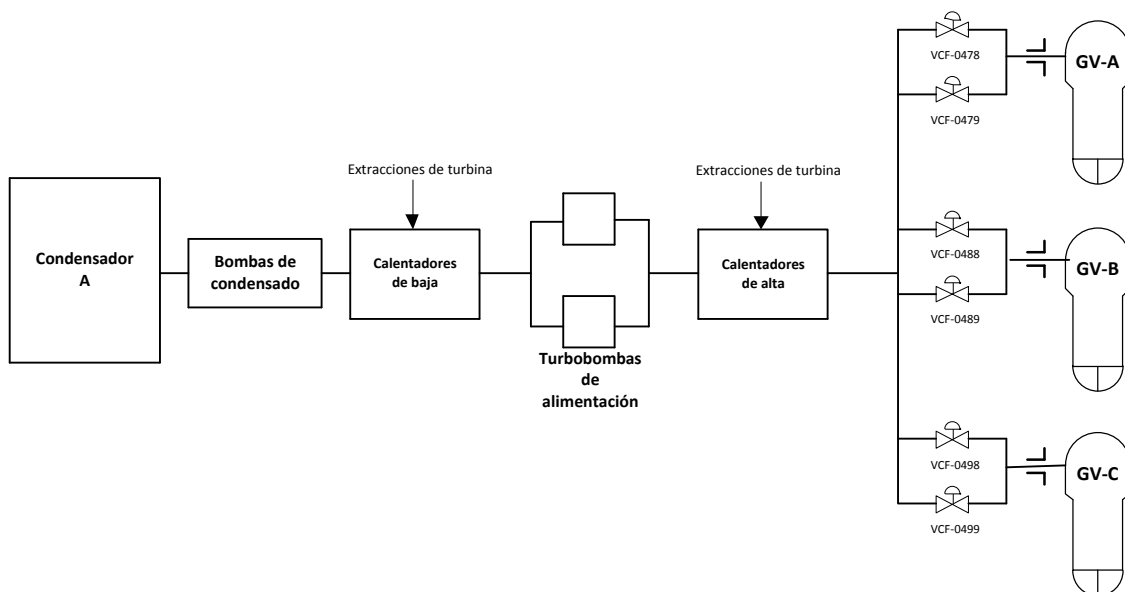


Figura 4.9. Sistema de agua de alimentación principal

Las válvulas neumáticas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de agua de alimentación principal son:

- VCF0478/ 0488/ 0498. Válvulas de control del agua de alimentación principal. Normalmente abiertas, cierran automáticamente por señal de aislamiento de agua de alimentación (señal de inyección de seguridad, disparo del reactor o muy alto nivel en los generadores de vapor).
- VCF0479/ 0489/ 0499. Válvulas de bypass de las de control del agua de alimentación principal. Normalmente abiertas, cierran automáticamente por señal de aislamiento de agua de alimentación (señal de inyección de seguridad, disparo del reactor o muy alto nivel en los generadores de vapor).

4.1.7. Sistema de agua de alimentación auxiliar

En caso de accidente se precisa disponer de un foco frío al que trasladar tanto el calor latente acumulado en el refrigerante y materiales, como el calor residual que aún se sigue generando después de producirse el disparo. Inicialmente y hasta obtener en el sistema de refrigerante del reactor las condiciones de puesta en servicio del sistema de evacuación de calor residual, las funciones de sumidero de calor se asumen por los generadores de vapor. El agua de alimentación auxiliar debe garantizar suficiente caudal para que éstos cumplan su función en las situaciones descritas.

El sistema de agua de alimentación auxiliar está considerado como un sistema de salvaguardias tecnológicas, existiendo por tanto una redundancia tanto en los equipos, como en las fuentes de energía y suministro de agua.

El sistema de agua de alimentación auxiliar arranca por una de las siguientes causas:

- Señal de inyección de seguridad.
- Muy bajo nivel en uno cualquiera de los generadores de vapor.
- Disparo de las bombas de agua de alimentación principal, tren A y tren B simultáneamente.

La redundancia en la fuente de suministro de agua se consigue mediante la utilización del tanque de almacenamiento de condensado, como suministro normal de alimentación y la utilización de la balsa de salvaguardias como suministro de emergencia.

Para cumplir con los requisitos de diseño y hacer que el sistema sea redundante en cuanto a equipos y fuentes de energía, el sistema consta de dos bombas accionadas por motor y una bomba accionada por turbina. Estas bombas arrancan automáticamente por señal de arranque del sistema.

La redundancia en cuanto a la alimentación de vapor a la turbina de accionamiento de la bomba, se logra mediante la toma de vapor de dos de las tres líneas de vapor principal, aguas arriba de las válvulas de aislamiento de vapor principal.

Normalmente cada una de las tres bombas alimenta a un generador de vapor a través de una línea que se une a la línea del agua de alimentación principal, como se indica en la figura 4.10.

Las tres líneas de descarga de las bombas están unidas entre sí por medio de dos líneas, a través de las cuales se alimenta a los generadores de vapor por medio de una o dos bombas motorizadas durante los arranques y paradas de la central. Por medio de estas líneas es posible efectuar las interconexiones adecuadas para poder alimentar a cualquier generador de vapor con cualquiera de las bombas.

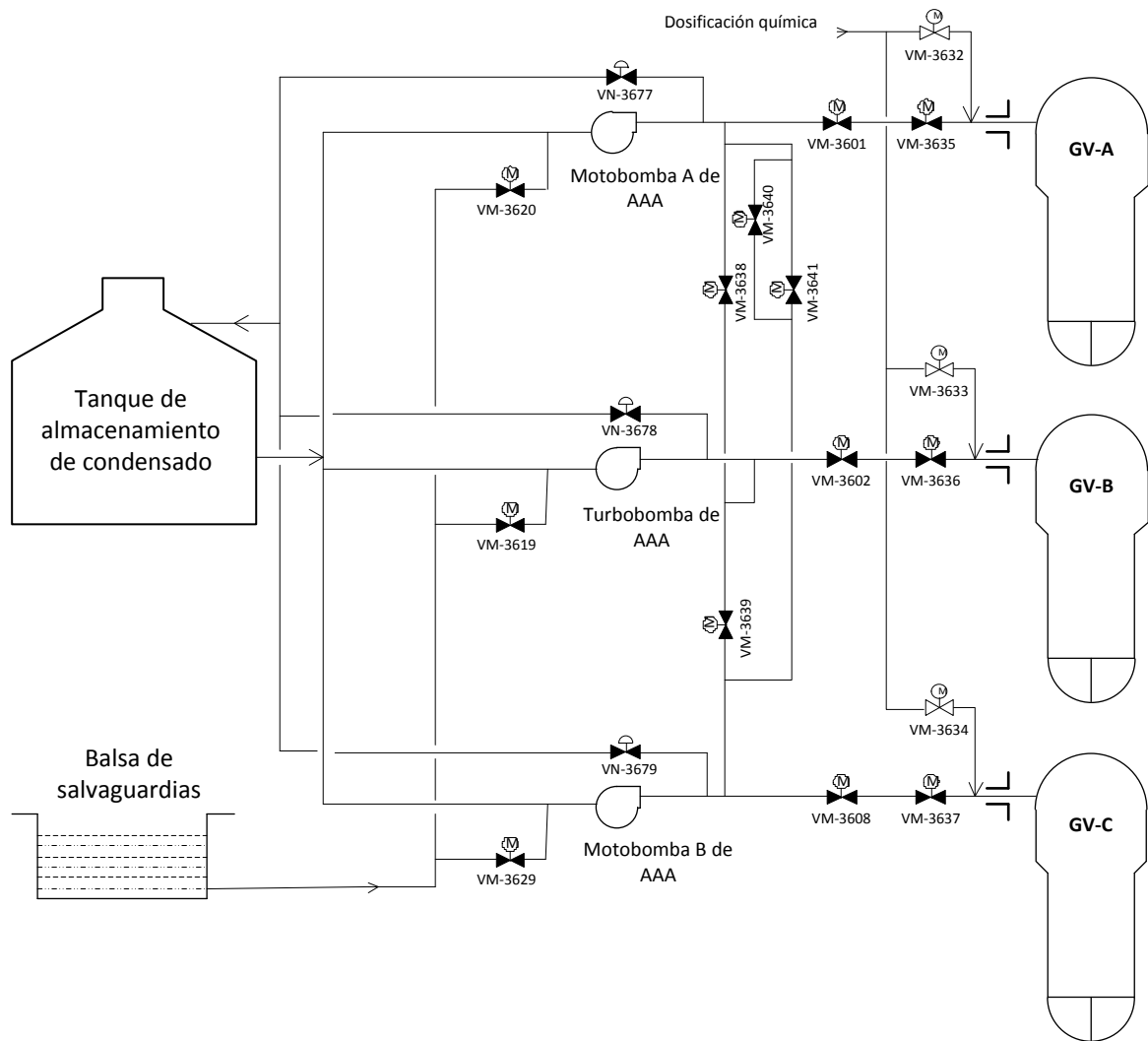


Figura 4.10.Sistema de agua de alimentación auxiliar

La alimentación de vapor principal a la turbina de accionamiento de la bomba se realiza mediante la toma del vapor en las líneas de vapor principal de los generadores de vapor B y C.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de agua de alimentación auxiliar son:

- VCF3601/ 3602/ 3608. Suministro de agua de alimentación auxiliar a los generadores de vapor. Controlan la inyección de agua a los generadores de vapor. Normalmente cerradas, abren automáticamente por señal de arranque del sistema.

- VM3619. Aspiración de la turbobomba desde la balsa de salvaguardias. Normalmente cerradas, pueden actuarse manualmente cuando se detecte bajo nivel en el tanque de almacenamiento de condensado.
- VM3620/ 3629. Aspiración de las motobombas desde la balsa de salvaguardias. Normalmente cerradas, pueden actuarse manualmente cuando se detecte bajo nivel en el tanque de almacenamiento de condensado.
- VM3632/ 3633/ 3634. Válvulas de alimentación química a los generadores de vapor. Normalmente abiertas, cierran por señal de aislamiento del agua de alimentación principal (señal de inyección de seguridad, disparo del reactor o muy alto nivel en los generadores de vapor).
- VM3635/ 3636/ 3637. Entrada de agua de alimentación auxiliar a los generadores de vapor. Normalmente cerradas, abren automáticamente por señal de arranque del sistema.
- VM3638/ 3639. Colector de la descarga de las bombas de agua de alimentación auxiliar. Normalmente cerradas, se confirma automáticamente su orden de cierre en caso de señal de arranque del sistema. Pueden actuarse manualmente para alinear cualquier bomba con cada uno de los generadores de vapor.
- VM3640/ 3641. Colector de la descarga de las motobombas de agua de alimentación auxiliar. Normalmente cerradas, se confirma automáticamente su orden de cierre en caso de señal de arranque del sistema. Pueden actuarse manualmente para alinear cualquier bomba con cada uno de los generadores de vapor.

Las válvulas neumáticas analizadas son:

- VN3677/ 3678/ 3679. Línea de pruebas de las bombas de agua de alimentación auxiliar. Normalmente cerradas, se confirma automáticamente su orden de cierre en caso de señal de arranque del sistema. Su fallo a permanecer cerradas, puede provocar una derivación de caudal de agua de alimentación auxiliar hacia el tanque de almacenamiento de condensado.

4.1.8. Sistema de agua de servicios para componentes

La función del sistema de agua de servicios de componentes, figura 4.11, es eliminar la carga de calor generada en los sistemas de agua de refrigeración de componentes y de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (en operación normal y paradas), transfiriéndola hasta el sumidero final de calor.

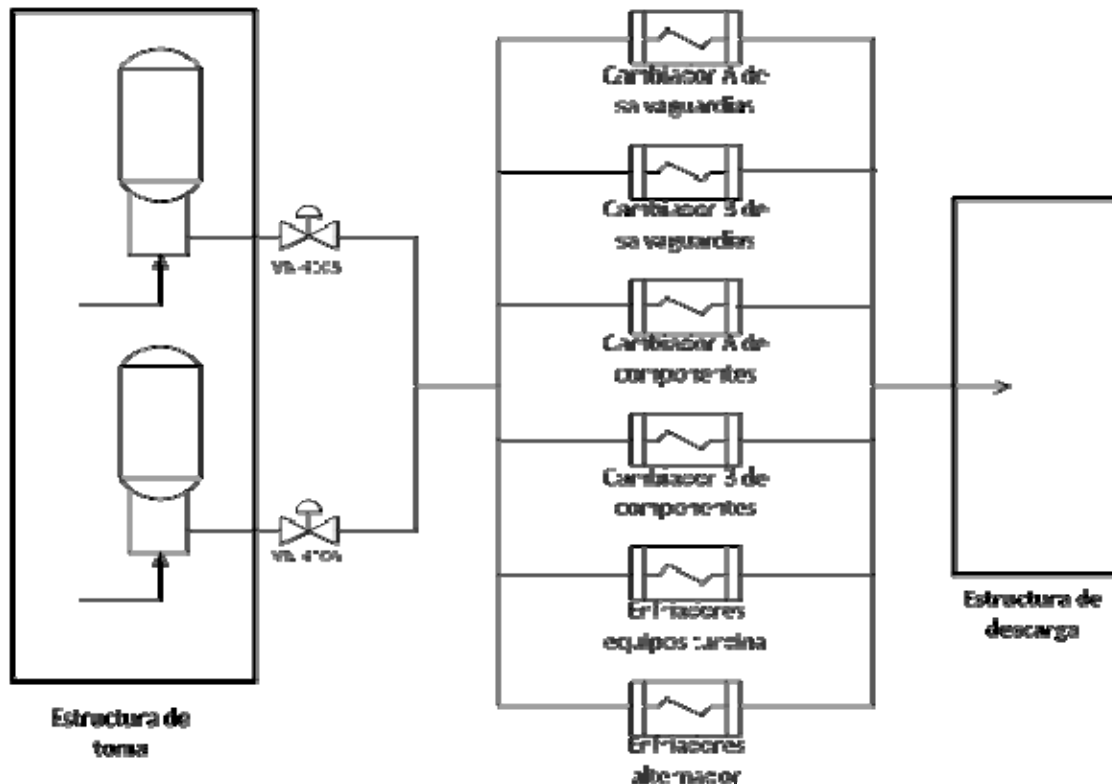


Figura 4.11. Sistema de agua de servicios para componentes

Las válvulas neumáticas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de agua de servicios para componentes son:

- VN4105. Descarga bomba A de servicio de componentes. Su apertura es necesaria para el arranque de la bomba y su cierre provoca la parada de la misma.
- VN4106. Descarga bomba B de servicio de componentes. Su apertura es necesaria para el arranque de la bomba y su cierre provoca la parada de la misma.

4.1.9. Sistema de agua de refrigeración de componentes

El sistema de agua de refrigeración de componentes, figura 4.12, absorbe el calor producido por los distintos componentes del equipo nuclear no relacionados con la seguridad (recinto de contención, edificio auxiliar, control y edificio de combustible) que no son refrigerados directamente por el sistema de agua de servicios de componentes.

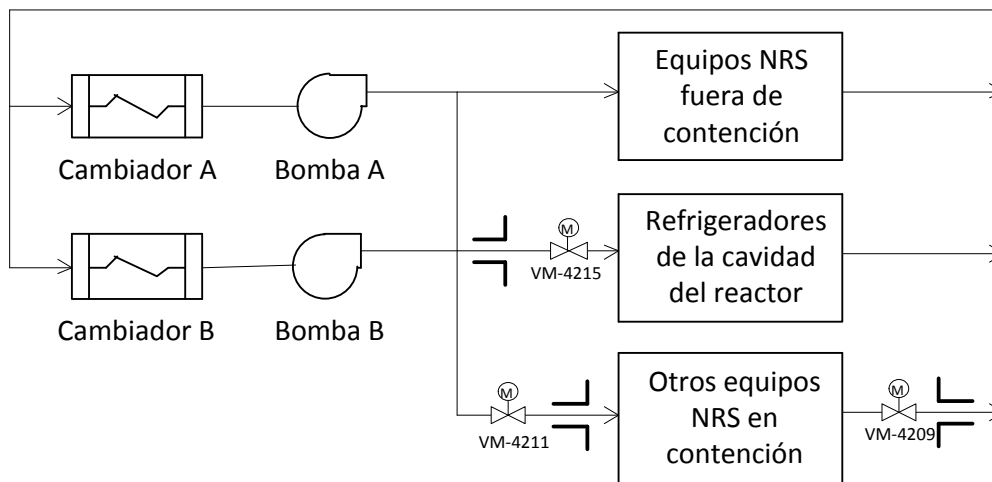


Figura 4.12. Sistema de agua de refrigeración de componentes

Los equipos a los que refrigera el sistema son:

- Equipos no relacionados con la seguridad que se encuentran fuera del recinto de contención.
- Refrigeradores de la cavidad del reactor, en el edificio de contención.
- Otros equipos no relacionados con la seguridad dentro del recinto de contención.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de agua de refrigeración de componentes son:

- VM4209. Salida del recinto de contención del agua de refrigeración de componentes. Normalmente abierta, cierra automáticamente por señal de aislamiento del recinto de contención.
- VM4211. Entrada al recinto de contención del agua de refrigeración de componentes. Normalmente abierta, cierra automáticamente por señal de aislamiento del recinto de contención.
- VM4215. Suministro de agua de refrigeración de componentes a los refrigeradores de la cavidad del reactor. Normalmente abierta, cierra automáticamente por señal de aislamiento del recinto de contención.

4.1.10. Sistema de agua de servicios de las salvaguardias tecnológicas

El sistema de agua de servicios de las salvaguardias tecnológicas, figura 4.13, elimina la carga de calor manejada por el sistema de refrigeración mediante los cambiadores de calor de las salvaguardias tecnológicas, disipándolas a la atmósfera como sumidero final, a través de las torres de refrigeración de salvaguardias.

El sistema permanece normalmente inactivo durante las operaciones normales de la planta, siendo refrigerados los equipos de las salvaguardias por medio del cambiador de aislamiento de las salvaguardias del sistema de agua de servicios de componentes, descrito anteriormente. Automáticamente ante la señal de actuación de inyección de seguridad y/o pérdida de energía eléctrica, se pone en funcionamiento una bomba de agua de servicios de cada tren.

Mantener el volumen total de agua está encomendado al circuito de agua de reposición a las torres, estando la aportación controlada por una válvula neumática. La reposición de emergencia procede de la balsa de almacenamiento, en líneas duplicadas para cada torre. La aportación se controla por la actuación de una válvula motorizada instalada en cada línea. La balsa también es suministro de emergencia para las bombas de agua de alimentación auxiliar, como se describió en dicho sistema.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de agua de refrigeración de componentes son:

- VM4303/ 4304/ 4305/ 4306/ 4323/ 4324/ 4325/ 4326. Líneas de reposición de nivel a torres, desde la balsa de salvaguardias. Normalmente cerradas, abren automáticamente por bajo nivel de las torres, si el aporte no es suficiente.
- VM4307. Interconexión de trenes de suministro de agua de servicios de salvaguardias a las bombas de agua de alimentación auxiliar. Normalmente cerrada, se actúa para alinear la aspiración de las bombas.

Las válvulas neumáticas analizadas son:

- VN4301/ 4302. Aporte de agua tratada a las torres. Normalmente cerradas, actúan automáticamente por bajo nivel en las torres.

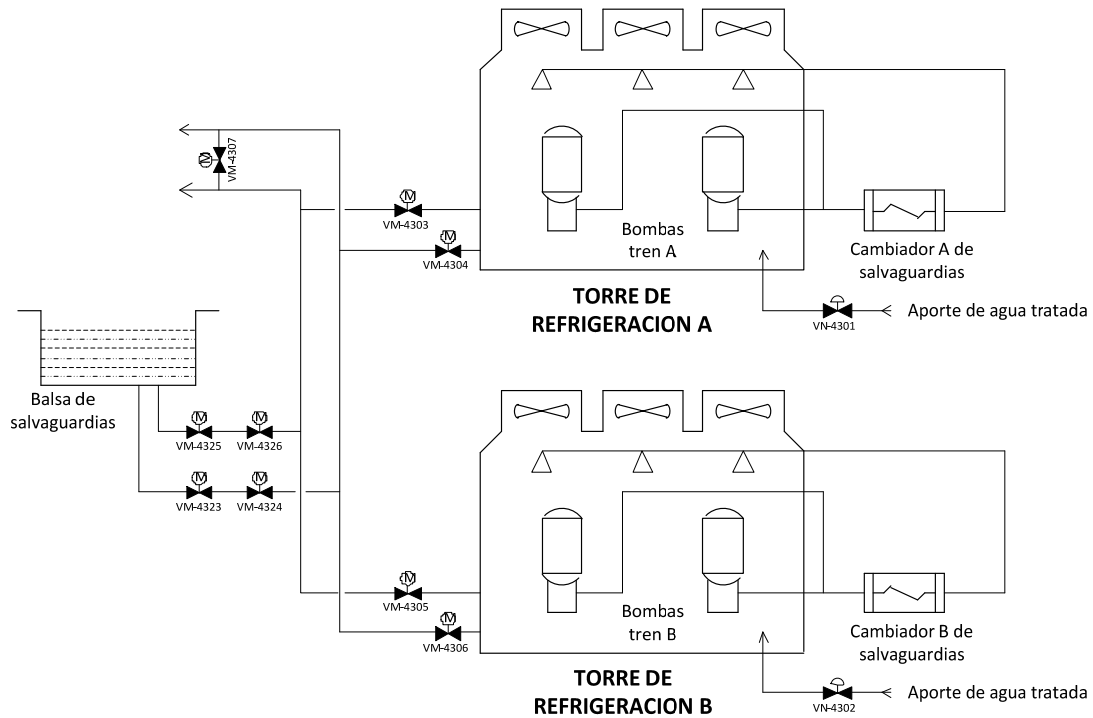


Figura 4.13. Sistema de agua de servicios de las salvaguardias tecnológicas

4.1.11. Sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas

El sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas tiene por función el transferir la carga térmica procedente de todos los componentes cuyas funciones están relacionadas con la seguridad de la planta hasta el sumidero final de calor; durante las operaciones de emergencia para controlar un accidente y enfriar el reactor.

El sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas está formado, como se muestra en la figura 4.14, por dos trenes o lazos redundantes cada uno de ellos formado por un circuito cerrado e independiente.

Los equipos a los que refrigera el sistema son:

- Unidades de refrigeración de la contención.
- Cambiadores y bombas de calor residual.
- Bombas de rociado del recinto de la contención.
- Bombas de carga.

- Barrera térmica de las bombas de refrigerante del reactor.
- Unidades de enfriamiento de las salas de equipos eléctricos.
- Unidades de enfriamiento de sala de control.

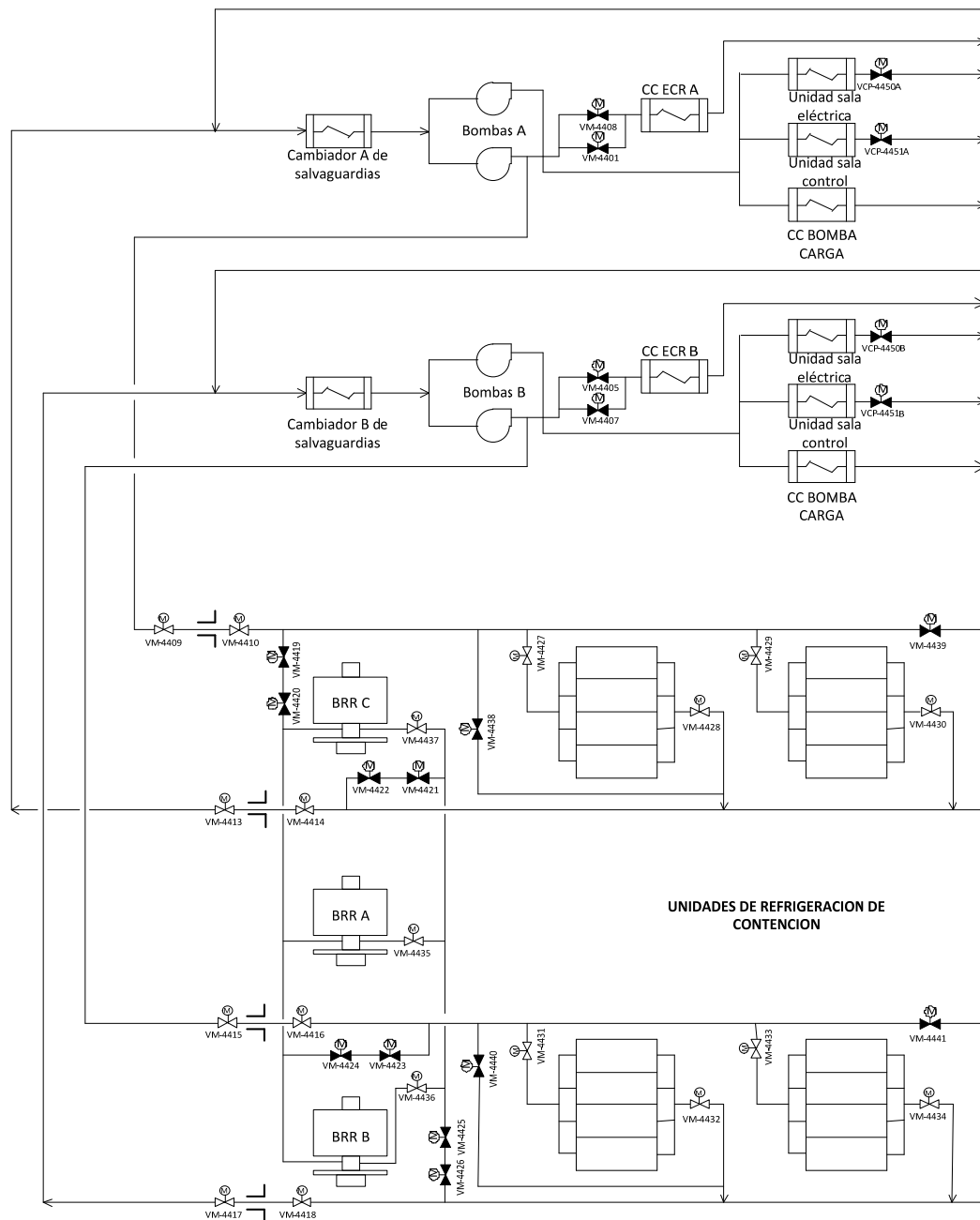


Figura 4.14. Sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas

Cada uno de los lazos o trenes que constituyen este sistema está formado por un circuito cerrado donde el agua empleada como efluente refrigerador está sometida a un ciclo de calentamiento y enfriamiento continuo. El agua de refrigeración es impulsada mediante la acción de las bombas de agua de refrigeración suministrando el adecuado caudal a todos los componentes integrados en su lazo que requieren ser refrigerados durante el funcionamiento del sistema. Los componentes activos, como fuente de calor, ceden su carga térmica a este sistema a través de sus cambiadores de calor incrementando la temperatura del agua de refrigeración.

Las bombas, normalmente paradas, arrancan por señal de inyección de seguridad; arrancan las dos bombas de cada tren.

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y, correspondientes al sistema de agua de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas son:

- VM4401/ 4405/ 4407/ 4408. Agua de refrigeración a los cambiadores de calor del RHR. Normalmente cerradas, abren automáticamente por señal de inyección de seguridad.
- VM4409/ 4410/ 4415/ 4416. Agua de refrigeración a las unidades de refrigeración de contención. Normalmente abiertas, se actúan manualmente para aislar contención.
- VM4429/ 4433/ 4431/ 4427. Agua de refrigeración a las unidades de refrigeración de contención. Normalmente abiertas, se actúan manualmente para utilización selección de las unidades a utilizar y así optimizar la carga térmica del sistema.
- VM4413/ 4414/ 4417/ 4418. Agua de retorno de la refrigeración a las unidades de refrigeración de contención. Normalmente abiertas, se actúan manualmente para aislar contención.
- VM4430/ 4434/ 4432/ 4428. Agua de retorno de la refrigeración a las unidades de refrigeración de contención. Normalmente abiertas, se actúan manualmente para utilización selección de las unidades a utilizar
- VM4419/ 4420/ 4423/ 4424. Suministro de agua de refrigeración a las BRR. Se actúan manualmente para seleccionar el tren de refrigeración.
- VM4421/ 4422/ 4425/ 4426. Retorno del agua de refrigeración a las BRR. Se actúan manualmente para seleccionar el tren de refrigeración.
- VM4435/ 4436/ 4437. Salida de la barrera térmica de las BRR. Normalmente abiertas, cierran por alto caudal de refrigeración a la barrera térmica.

- VM4438/ 4439/ 4441/ 4440. Línea de bypass de las unidades de refrigeración de la contención. Normalmente cerradas, abren por señal de inyección de seguridad para, limitar la carga térmica transferida por dichas unidades tras un LOCA y así, optimizar la carga térmica del sistema.
- VCP4450A/ 4450B/ 4451A/ 4451B. Salida de los condensadores de las unidades de enfriamiento de la sala de equipo eléctrico y control. Actúan automáticamente por señales de presión de los condensadores de las unidades.

4.1.12. Sistema de toma de muestras del sistema primario

En los reactores se producen reacciones del refrigerante primario con las vainas del combustible y estructura del núcleo que, en caso de accidente de pérdida de refrigerante, genera grandes cantidades de H₂ que pueden provocar mezclas explosivas en el recinto de contención.

El objeto del sistema de toma de muestras del primario, figura 4.15, es analizar el contenido en hidrógeno en la atmósfera del recinto después de ocurrir un sistema de pérdida de refrigerante a fin de suministrar información para vigilar la evolución de la concentración de hidrógeno.

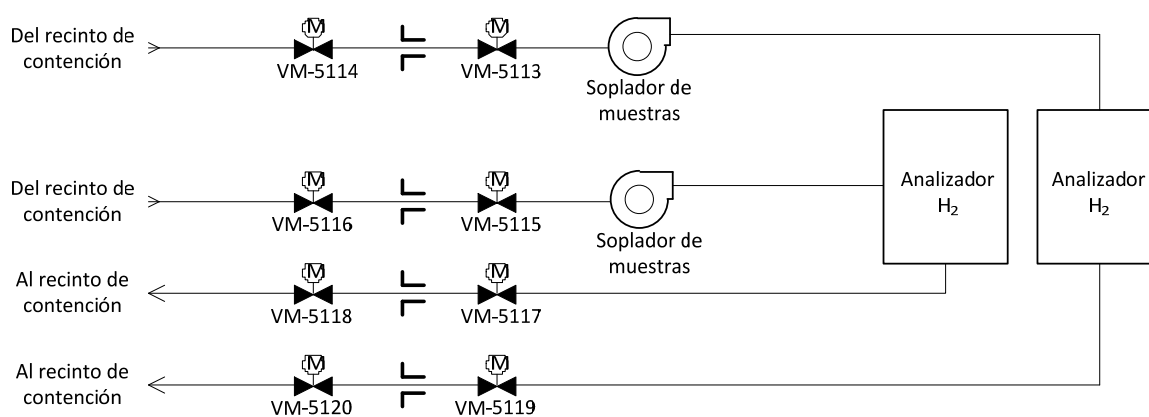


Figura 4.15. Sistema de toma de muestras del primario

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo y que pertenecen al sistema de toma de muestras del sistema primario son:

- VM5113/ 5114/ 5115/ 5116. Válvulas de toma de muestras de la atmósfera de contención. Normalmente cerradas, reciben confirmación de cierre al recibir señal de aislamiento de la contención. No obstante, pueden abrirse, para realizar la toma de muestras, reponiendo la señal de aislamiento para estas válvulas.
- VM5113/ 5114/ 5115/ 5116. Válvulas de retorno de la toma de muestras de la atmósfera de contención. Normalmente cerradas, reciben confirmación de cierre al recibir señal de aislamiento de la contención. No obstante, pueden abrirse, para realizar la toma de muestras, reponiendo la señal de aislamiento para estas válvulas.

4.1.13. Sistema de aire comprimido

En la central se necesita aire a presión para la actuación de la instrumentación, controles y accionamiento de los diversos elementos neumáticos. El aire comprimido para la instrumentación, debe de poseer unas ciertas características para evitar corrosiones y en general, deterioros de los elementos de control de accionamiento neumático; esto hace necesario el proceso de secado del aire suministrado para instrumentación.

También se suministra aire para otros servicios, que no requiere estas especiales características de secado.

El secado del aire se realiza en cuatro torres de secado; dos de ellas realizan el secado mientras las otras dos están en proceso de regeneración del elemento desecador (alúmina). El cambio de torres se realiza mediante un programador cíclico que actúa diversas válvulas neumáticas.

La única válvula motorizada objeto del presente trabajo y que pertenece al sistema de aire comprimido es:

- VM6003. Línea de suministro de aire de instrumentos al edificio de contención. Aporta aire principalmente a las válvulas de alivio del presionador. Normalmente abierta, cierra por señal de aislamiento de contención.

Las válvulas neumáticas consideradas son:

- VN6001. Línea de suministro de aire de instrumentos al edificio de contención. Normalmente abierta, cierra por señal de aislamiento de contención. Cierra por fallo, perdiéndose aire a las válvulas de alivio del presionador.
- VN6005/ 6008. Entrada de aire a las torres secadoras. Su fallo interrumpe ciclo de secado, perdiéndose el aire de instrumentos.
- VN6006/ 6007/ 6009/ 6013. Descompresión torres secadoras. Su fallo interrumpe ciclo de secado, perdiéndose el aire de instrumentos.

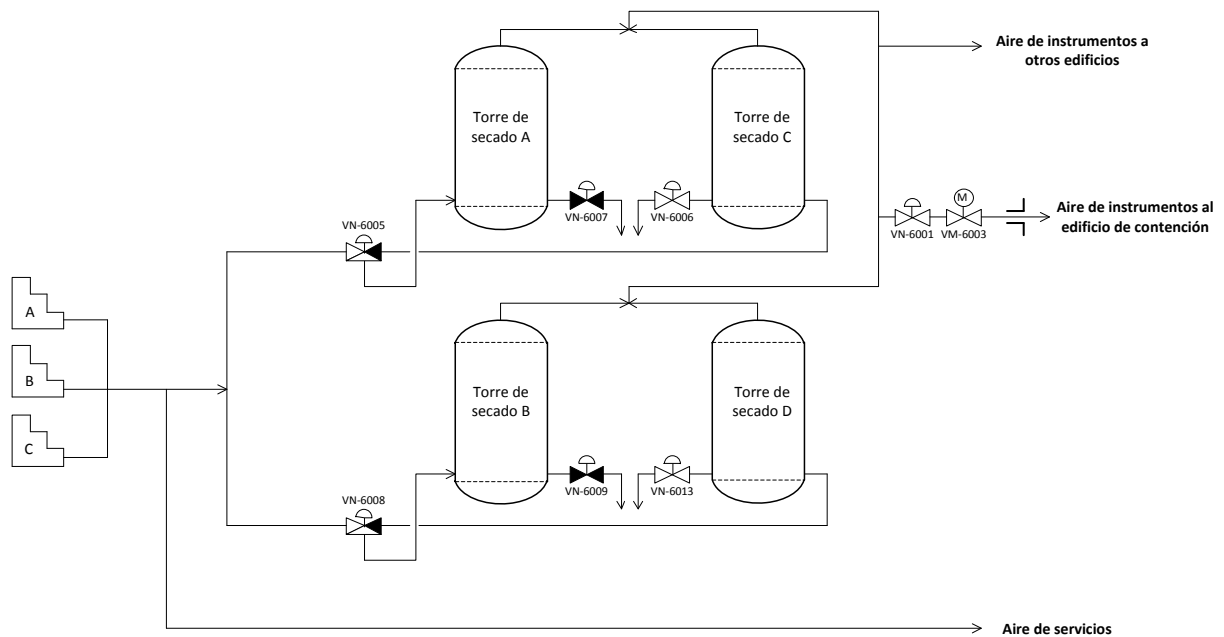


Figura 4.16. Sistema de aire comprimido

4.1.14. Sistema de ventilación del edificio de sala de control

En operación normal, la sala de control tiene que estar en unas condiciones de temperatura y humedad determinadas. Esto se consigue con el sistema de ventilación y aire acondicionado de la sala de control, figura 4.17, que en operación normal toma aire del exterior a través de unas unidades para todo el edificio y, en condiciones de emergencia, señal de aislamiento de Sala de Control, toma aire del exterior a través de unas unidades de filtrado.

La señal de aislamiento de Sala de Control se genera por:

- Señal de Inyección de seguridad
- Señal de alta radiación en Sala de Control
- Señal de alta concentración de gases tóxicos

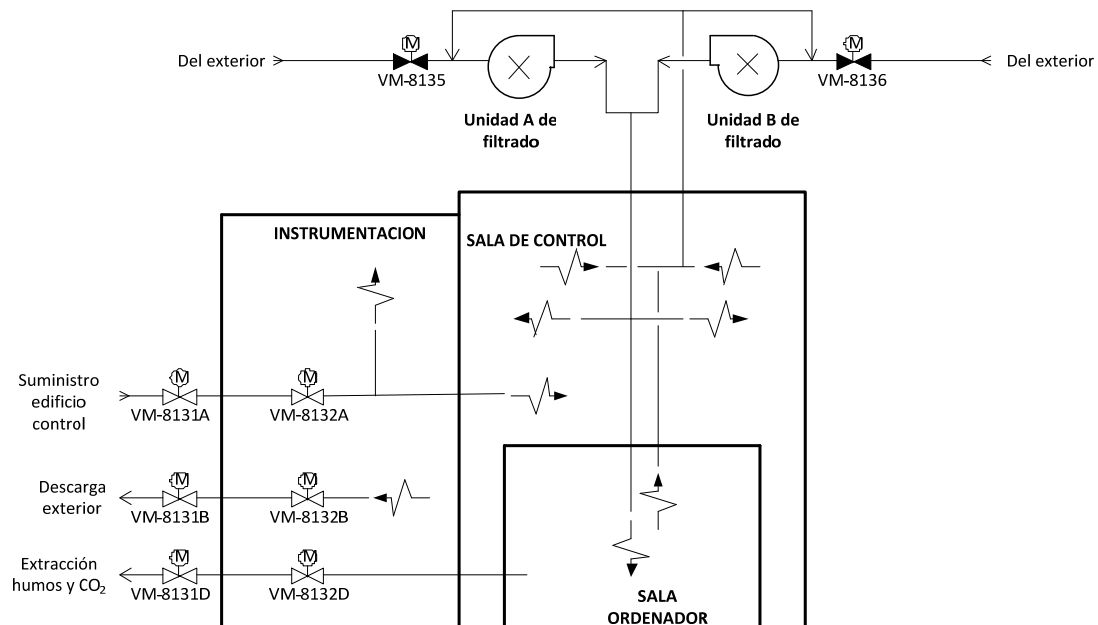


Figura 4.17. Sistema de ventilación del edificio de sala de control

Las válvulas motorizadas objeto del presente trabajo son:

- VM8131A/ 8132A. Válvulas de aislamiento de Sala de Control. Normalmente abiertas, cierran por señal de aislamiento de sala de control.
- VM8131B/ 8132B. Válvulas de aislamiento de la sala de instrumentación. Normalmente abiertas, cierran por señal de aislamiento de sala de control.
- VM8131D/ 8132D. Válvulas de aislamiento de la sala del ordenador. Normalmente abiertas, cierran por señal de aislamiento de sala de control.
- VM8135/ 8136. Válvulas de aspiración de aire de las unidades de emergencia. Normalmente cerradas, abren automáticamente por señal de inyección de seguridad o alta radiación en Sala de Control.

4.1.15. Sistema de protección contra incendios

En las centrales nucleares, al igual que en otros procesos industriales, el riesgo de incendio existe. Para prevenirlo y disminuir su incidencia en caso de producirse, se ha instalado un sistema de protección contra incendios.

Este sistema dispone de un anillo principal y varias derivaciones hacia las distintas zonas, siendo una de éstas, el edificio de contención.

La única válvula motorizada objeto del presente trabajo y que pertenece al sistema de protección contra incendios es:

- VM-9305. Válvula de alimentación al anillo contra incendios del edificio de contención. Normalmente abierta, cierra por señal de aislamiento de contención.

5. INTRODUCCIÓN AL ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD (APS)

5.1. Objetivo del APS

El objetivo del APS es operar las Centrales Nucleares de forma segura, fiable, respetuosa con el medio ambiente y garantizando la producción a largo plazo.

5.1.1. Metodología del APS

1. Determinación del daño o condición no deseada a evitar o mitigar.
2. Identificación de causas que pueden provocar esa condición ('Sucesos Iniciadores') y estimación de su probabilidad o frecuencia esperada.
3. Suponiendo que se da la causa, identificación de la combinación de fallos o condiciones que puedan conducir al daño ('secuencias').
4. Cálculo de la probabilidad de dichas secuencias y el cálculo de la condición no deseada.

5.2. Niveles de APS

5.2.1. Alcance

El alcance que abarca el APS son los siguientes campos:

- La localización de los posibles daños: Las fuentes radiactivas de mayor riesgo. Éstas son el núcleo, las piscinas que contienen el combustible gastado y el almacén del combustible.
- Los estados de operación: Es la serie de condiciones y parámetros sobre los que está actuando la central, como la presión o refrigeración del núcleo. Algunos modos que contempla el APS son a Plena Potencia, Baja Potencia, Parada, Otros Modos.
- Los Sucesos iniciadores: Son los eventos que producen un funcionamiento anómalo de la central. Éstos sucesos pueden ser:

- Sucesos internos: sucesos de origen interno debidos a fallos de sistemas, estructuras, componentes o errores humanos, que pueden provocar inundaciones, incendios o pérdida del refrigerante (LOCA)
- Sucesos externos: suceso de origen interno cuyo origen no está relacionado con la fiabilidad de sistemas, estructuras, componentes o la actuación humana como pueden ser terremotos o huracanes.
- Niveles de riesgo: Niveles en los que se clasifica el APS en función de las consecuencias del daño producido. Hay tres diferentes niveles:
 - Nivel 1: Se evalúa el grado de seguridad de las plantas, cuantificando la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) e identificando los contribuyentes significativos.
 - Nivel 2: Se determina el comportamiento de la contención y evalúa las liberaciones al exterior.
 - Nivel 3: Se determina las consecuencias asociadas con las liberaciones radiactivas durante el transcurso de un accidente.

5.2.2. Niveles de APS

- Nivel 1. Incluye:
 - Identificación de sucesos iniciadores y sus frecuencias.
 - Identificación de funciones críticas de seguridad
 - Determinación de secuencias de accidente
 - Cálculo de la probabilidad de fallo de los sistemas

Como resultado se obtienen las secuencias de daño al núcleo (DN) y sus frecuencias asociadas (FDN).

- Nivel 2. Incluye:
 - IPE (Individual Plant Evaluation) de cada planta añadiendo las liberaciones
 - Parte de las secuencias del Nivel 1 con daño al núcleo y añade la respuesta de contención.
 - Elaboración del árbol de sucesos de contención (fenómenos físicos y respuesta de salvaguardias de contención.

Como resultado se obtiene el término fuente (probabilidad, magnitud, secuencia temporal y características de los productos de fisión liberados) y categorías de liberación: LERF y FGL.

- Nivel 3. Añade al nivel 2:
 - o Análisis del transporte del material radiactivo al medio ambiente.
 - o Evaluación de las consecuencias económicas y sobre la salud del público y el medio ambiente de los escapes

Como resultado se obtiene las consecuencias en las personas, bienes y entorno (nº de víctimas, dosis, contaminación, efectos económicos y sociales)

5.2.3. Técnicas para realizar los APS

1. Familiarización con la planta
 - a. Identificación de sucesos iniciadores
 - b. Definición de funciones de seguridad
 - c. Identificación de sistemas frontales y sistemas de soporte
 - d. Definición de criterios de éxito
2. Árboles de sucesos
3. Árboles de fallos
4. Análisis de datos
5. Análisis de fiabilidad humana
6. Análisis de fallos de causa común
7. Cuantificación de resultados

1. a Identificación de sucesos iniciadores

Diferentes fuentes u origen:

- Genéricos: Documentación de referencia
- Experiencia operativa
- Análisis específicos de la planta

Los sucesos iniciadores asociados a respuestas de la central y criterios de éxito de las funciones de seguridad similares se agrupan y se modelan como uno solo.

Se agrupan en base a los mismos requisitos de sistemas de mitigación y a mismos criterios de éxitos de cada sistema, según se indica en la tabla 5.1.

LOCA	LOCA dentro de la contención LOCA de interfase (pérdidas fuera de contención: CVCS, RHR, etc) Casos específicos (rotura de tubos de GV o de vasija)
Transitorios	Disparo de reactor (sin degradación de sistemas frontales) Pérdida de agua de alimentación Pérdida del sumidero de calor Roturas o fallos en el sistema de vapor principal Fallos eléctricos, etc. Sucesos iniciadores de causa común (pérdidas de barra de CC, CCWS, o de salvaguardias)
ATWS	Extracción espuria de barras de control Pérdida de agua de alimentación Fallo del sumidero principal de calor Pérdida de energía eléctrica auxiliar

Tabla 5.1. Agrupación de sucesos iniciadores

1. b Definición de funciones de seguridad

Son las funciones que deben cumplirse, en operación normal o condiciones de accidente, para impedir daños al combustible y mantener la integridad de las barreras contra la liberación de Productos de Fisión. Los campos que abarcan las funciones de seguridad son:

- Subcriticidad
- Refrigeración del núcleo
- Sumidero de calor del secundario
- Integridad del primario
- Integridad o estado de la contención
- Inventario del sistema primario

1. c Identificación de sistemas frontales y sistemas soporte

Sistemas frontales: Realizan de forma directa las funciones de seguridad analizadas en el APS, tal y como se muestra en la tabla 5.2

Sistemas soporte: permiten la operabilidad de los sistemas frontales.

FUNCIÓN DE SEGURIDAD	SISTEMA FRONTAL
Control de Reactividad	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de Protección del Reactor - Sistema de Inyección de Seguridad - Sistema de Control Químico y de Volumen
Control del inventario del RCS	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de Control Químico y de Volumen
Control del Inventario del RCS y Refrigeración del Núcleo	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de Inyección: <ol style="list-style-type: none"> 1. Inyección a Alta Presión 2. Acumulación 3. Inyección a Baja Presión
Control de Presión del RCS	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema del Refrigerante del Reactor: Válvulas Alivio y Seguridad del Presionador y Control de Presión (Válvulas Rociado y Calentadores)
Evacuación de Calor del RCS	<ul style="list-style-type: none"> - Sistemas de Agua de Alimentación Principal - Sistemas de Agua de Alimentación Auxiliar
Evacuación de Calor del RCS	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de Vapor Principal: <ol style="list-style-type: none"> 1. Válvulas de Alivio y Seguridad de los GV 2. Válvulas de by-pass de Turbina 3. Válvulas de Aislamiento de Vapor Principal - Sistemas del RCS: Válvulas Alivio y Seguridad del Presionador
Evacuación de Calor del RCS a Largo Plazo	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de Evacuación de Calor Residual - Sistema de IS a Alta o Baja Presión en Recirculación

Tabla 5.2. Clasificación de los sistemas frontales según su función de seguridad

1. d Definición de criterios de éxito

Criterios de éxito: condiciones mínimas de operación requeridas a los sistemas de mitigación de un determinado suceso iniciador para cumplir con las funciones de seguridad establecidas y evitar el daño al núcleo. Se pueden diferenciar de 2 tipos:

- De funciones de seguridad: límites establecidos que determinan el cumplimiento de las funciones.
- De sistemas: condiciones mínimas de operación requeridas a los sistemas de mitigación de un determinado suceso iniciador para cumplir las funciones de seguridad establecidas y evitar el daño al núcleo.

Los criterios de éxito se establecen para cumplir los criterios de aceptación de las barreras contra la liberación de productos de fisión (Integridad de la vaina de combustible, Refrigerante del reactor, Integridad de contención y Mantenimiento del NPSH de las bombas aspirando de sumideros de contención).

Se definen criterios de éxito para los diferentes grupos de sucesos iniciadores considerados.

2. Árboles de sucesos

Los árboles de sucesos son representaciones de secuencias organizadas por grupos de sucesos iniciadores. Las secuencias parten de los sucesos iniciadores y se construyen en base a los criterios de éxito para objetivos de protección, y representan las combinaciones de éxitos y fallos de sistemas en respuesta a un determinado suceso. Los árboles de sucesos se desarrollan de la siguiente manera:

- Suceso iniciador
- Funciones de seguridad y actuación de sistemas de mitigación
- Dependencias físicas, funcionales y temporales

Las secuencias terminan con la determinación del estado final del núcleo o la transferencia a otro grupo de sucesos iniciadores

3. Árboles de fallos

Los árboles de fallos son la representación lógica de los mecanismos de fallo de componentes, errores humanos y falta de disponibilidad que conducen a la pérdida de función de un sistema. Se seleccionan aquellos sistemas necesarios para el cumplimiento de los criterios de éxito definidos en los encabezamientos de las secuencias de accidente.

Partiendo de un suceso no deseado, identifica las combinaciones lógicas de las causas que motivan dicho suceso llegando hasta los componentes del sistema. Se tratan de modelos lógicos contruidos mediante “lógica deductiva”, en los que se determinan la probabilidad de que una función o sistema cumpla con el criterio de éxito establecido para los distintos cabeceros de los árboles de sucesos.

Los elementos en la construcción de árboles de fallos son las puertas lógicas (AND, OR, NOR,...), los sucesos básicos y los sucesos CASA, tal como se aprecia en la figura 5.1. Los sucesos básicos pueden representar fallos de componentes, errores humanos, indisponibilidades, probabilidades de algunos hechos especiales, etc. Los sucesos CASA establecen “condiciones de contorno” a los modelos de sistemas y permiten representar, a partir de un único árbol, distintos estados físicos del sistema o criterios de éxito. Los sucesos básicos son los elementos de nivel mínimo a cuantificar para los que se pueden dar una probabilidad de ocurrencia. Y las puertas lógicas AND/OR, cuyo resultado es Fallo si todas/alguna de las entradas están falladas.

4. Análisis de Datos

El objetivo del análisis de datos es la estimación del conjunto de datos para la cuantificación de secuencias de accidente (frecuencias o probabilidades). Incluye tanto la frecuencia de los sucesos iniciadores como las indisponibilidades de componentes.

Las fuentes de información disponibles para las frecuencias de los sucesos iniciadores y las indisponibilidades de los componentes pueden tener de origen diferentes bases de datos de carácter genérico (NUREG, informes EPRI, etc.), o provenir de la experiencia operativa propia o de otras centrales.

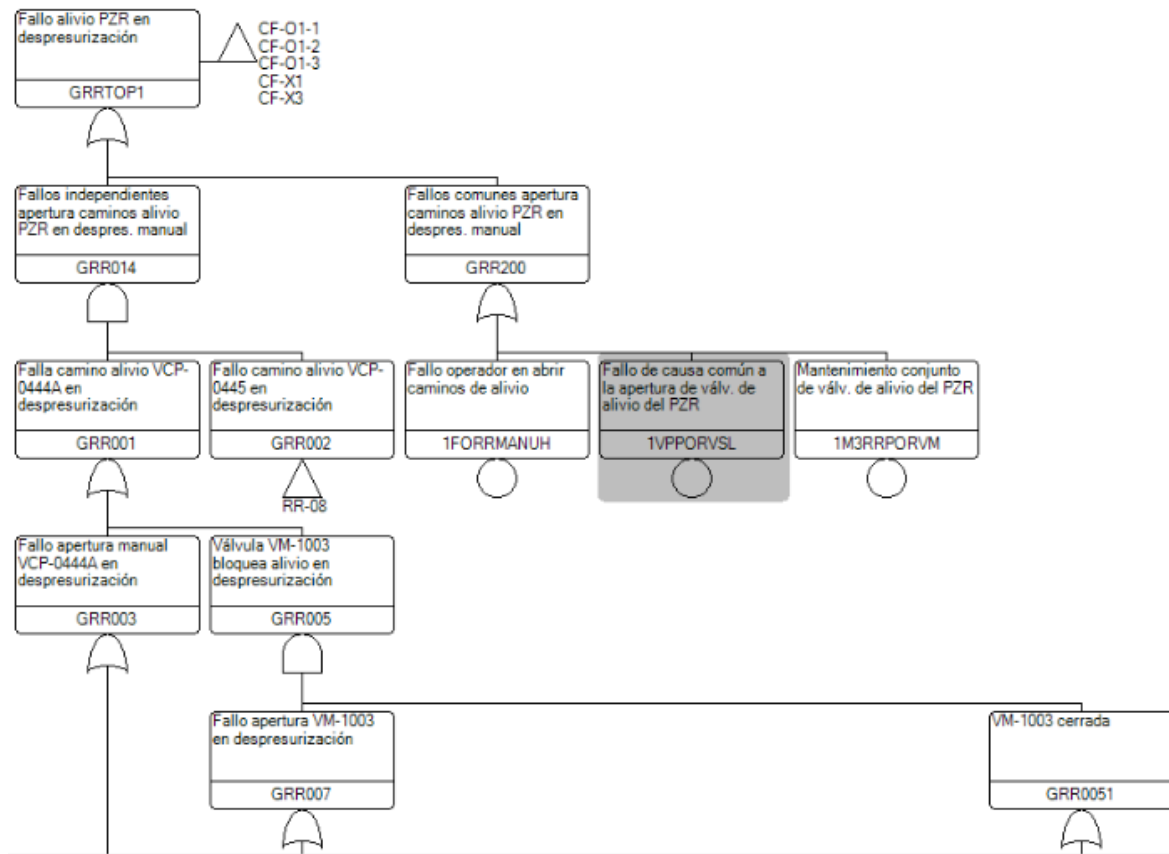


Figura 5.1. Árbol de fallos del Sistema de Control de Presión

5. Análisis de Fiabilidad Humana

Se considera error humano a la decisión o comportamiento inadecuado de una persona que puede reducir la eficacia, nivel de funcionamiento o seguridad de un proceso o sistema, o agravar una condición. Los errores humanos se pueden clasificar en:

- Pre-iniciadores: Acciones previas a un suceso iniciador que pueden afectar a la fiabilidad de los sistemas, como errores en pruebas o mantenimientos, alineamientos, etc.
- Iniciadores: Acciones que pueden constituir el propio suceso iniciador, por sí mismas o combinadas.
- Post-iniciadores: Acciones en respuesta al suceso iniciador. Errores en el seguimiento del procedimiento correcto y errores en el diagnóstico de la situación.
- Acciones no previstas en procedimientos, que no contribuyen a mejorar la situación (recuperación de equipos, etc). No se incluyen en modelos.

Se modelan en los árboles de fallo, sucesos iniciadores o árboles de sucesos. Hay que considerar los siguientes factores: tiempos disponibles y requeridos, factores individuales, aspectos ergonómicos y ambientales, interfaz hombre-maquina y condiciones del operador.

6. Análisis de fallos de causa común

Los fallos de causa común (FCC) son fallos múltiples de componentes por dependencias debidas a un mismo origen y en componentes redundantes. Algunos ejemplos de FCC son:

- Bombas motorizadas o por diésel
- Generadores diésel
- Válvulas motorizadas o neumáticas
- Válvulas de control, alivio y seguridad
- Baterías e interruptores
- Ventiladores, unidades enfriadoras
- Compuertas motorizadas y neumáticas

7. Cuantificación y Análisis de Resultados

Una vez identificados todos los datos y valores, se procede a cuantificar. El parámetro final representativo del APS de Nivel 1, que es la conclusión final del análisis de resultados, es la suma de todas las Frecuencias de Daño al Núcleo o también llamada FDN total y la contribución de los diferentes accidentes y transitorios. También se analiza la probabilidad condicionada de daño al núcleo, que es la posibilidad de Daño al Núcleo asumiendo que ha ocurrido un suceso iniciador.

El análisis de los resultados incluye:

- Identificación y análisis de acciones de recuperación.
- Análisis de medidas de importancia, en los que se estiman la fracción con la que un suceso contribuye a la FDN y el aumento o disminución relativos a esta si se considera o no el fallo de un componente (incremento o reducción de riesgo para la probabilidad de fallo 0 ó 1).
- Análisis de incertidumbres, presente en todos los parámetros empleados en el APS. Consiste en identificar y caracterizar las fuentes de incertidumbre de los análisis, evaluando su impacto en los resultados del APS.

- Análisis de sensibilidad, que evalúa el impacto sobre la FDN que tendría la modificación de las hipótesis o de los valores de los parámetros.

En el análisis de los resultados se elegirá con qué nivel de truncamiento se eliminarán todos los conjuntos mínimos (MCS) con una frecuencia menor al valor dado.

A la hora de análisis de las importancias de las válvulas, se pueden cuantificar de tres maneras diferentes, con las expresiones correspondientes a las ecuaciones (5.1), (5.2) y (5.3):

a) Medida Fussell-Vesely (F-V)

$$F - V^X = \frac{CDF_{base} - CDF_0^X}{CDF_{base}} \quad (5.1)$$

CDF_{base} : Frecuencia de daño al núcleo nominal.

CDF_0^X : Frecuencia de daño al núcleo cuando la probabilidad de fallo del componente (Suceso básico X) se pone a cero, es decir, se considera que no falla nunca.

b) Incremento del riesgo (RAW)

$$RAW^X = \frac{CDF_1^X}{CDF_{base}} \quad (5.2)$$

CDF_{base} : Frecuencia de daño al núcleo nominal

CDF_1^X : Frecuencia de daño al núcleo cuando la probabilidad de fallo del componente (Suceso básico X) se pone a uno, es decir, se considera siempre fallado.

c) Reducción del Riesgo (RRW)

$$RRW^X = \frac{CDF_{base}}{CDF_0^X} \quad (5.3)$$

CDF_{base} : Frecuencia de daño al núcleo nominal.

CDF_0^X : Frecuencia de daño al núcleo cuando la probabilidad de fallo del componente (Suceso básico X) se pone a cero, es decir, se considera que no falla nunca.

8. Resultados generales del APS de la central nuclear objeto del estudio

Resultados satisfactorios en comparación a otras centrales de la misma generación:

1. El peso absolutamente significativo de acciones humanas (fruto de la necesidad de acciones para responder a los Sucesos Iniciadores) ya que constituyen fallos únicos en muchas funciones de seguridad.
2. El peso prácticamente nulo que suponen las indisponibilidades por pruebas y las acciones humanas anteriores a desencadenarse los Sucesos Iniciadores.
3. Se constata la poca importancia que suponen las indisponibilidades por mantenimiento en el riesgo global de la planta.
4. El peso significativo de los Fallos de Causa Común (FCC) ya que constituyen fallo múltiple de las redundancias (trenes) de los sistemas.
5. La importancia que tiene en los resultados la bomba de prueba hidrostática para hacer frente a los iniciadores de pérdidas de alimentación eléctrica o pérdidas de un Tren.

5.2.4. Aplicaciones Generales del APS de Nivel 1

Del análisis de sistemas (fiabilidad y disponibilidad) puede determinarse:

- Frecuencia óptima de mantenimiento
- Procedimiento de prueba
- Metodología de inspección en servicio

Los árboles de fallos y sucesos permiten identificar:

- Puntos vulnerables de sistemas (sistemas auxiliares y soporte).
- Consecuencias accidentales de elevada contribución al riesgo (puntos a eliminar).

De la contribución al riesgo:

- Planes de entrenamiento y formación de los operadores.
- Diseño de mejora de procedimientos.
- Modificación de ETF.

En Regla de Mantenimiento:

- Estimación del Impacto en el riesgo de las actividades de Mantenimiento (Planificación): Monitor de Riesgo.
- Reducción de trabajos y de los tiempos de indisponibilidad de equipos en recarga.
- Mejora de fiabilidad de equipos y de planta.

En Operación:

- Planes de entrenamiento y formación de operadores.
- Diseño y mejora de Procedimientos de Operación.

También apoya a las modificaciones de diseño de la central y contribuye a la optimización de programas de mantenimiento y pruebas.

5.2.5. Limitaciones de los APS

- Incertidumbres por falta de datos.
- Incertidumbres por fiabilidad de datos.
- Incertidumbres en la modelación de fenómenos físicos.
- Limitación en el alcance de los modelos:
 - o Asunción de límites al análisis.
 - o Asunción de hipótesis de modelación.
 - o Limitación en configuraciones.

5.2.6. Normativa española asociada a los APS

IS-25: sobre criterios y requisitos sobre la realización de los APS y sus aplicaciones a las centrales nucleares. Publicada en el BOE nº153 de 24 de junio de 2010

- Los APS tendrán el alcance de nivel 1 y de nivel 2, incluyendo sucesos internos y sucesos externos, tanto a potencia como en otros modos de operación, y considerando, además, otras fuentes de radiactividad que puedan dar lugar a términos fuente similares al núcleo del reactor, en concreto la piscina de combustible gastado.
- Los APS de cada central nuclear habrán de mantenerse actualizados por los titulares, de forma continua o tras cada ciclo de recarga, de manera que reflejen en todo momento la realidad de la planta.
- Los titulares de las centrales nucleares dispondrán de un plazo de seis meses, desde la publicación en el BOE de esta instrucción para remitir al CSN una planificación detallada de la realización de las tareas de nivel 2 en otros modos de operación, sucesos externos en otros modos de operación y nivel 2 de sucesos externos, con el fin de llegar al alcance total e incorporar el resto de los requisitos.

Guía de Seguridad 1.14: Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad. Madrid 12 de julio de 2007.

- La presente guía tiene como objetivo desarrollar los criterios básicos que deben cumplir los análisis o evaluaciones de seguridad informados por el riesgo.

PT.IV.225: Mantenimiento y Actualización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS). Madrid 12 de enero de 2006.

- El objeto de este procedimiento es definir la sistemática a seguir por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en la realización de las inspecciones para determinar el grado de calidad técnica de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), dentro del Plan Base de Inspección del Sistema Integrado de Supervisión de CC.NN. en operación (SISC).

6. CATEGORIZACION DE VALVULAS MOTORIZADAS

El objeto de esta aplicación es la obtención de la información que el APS aporta al panel de expertos de Clasificación basada en el Riesgo de las válvulas motorizadas, en lo referido al cumplimiento con la GL-96-05 [Ref.1].

El presente análisis se ha realizado basándose en el modelo APS de Nivel 1 de una planta nuclear en Operación a Potencia en su revisión 5C, y en el de Otros Modos de Operación en su revisión 3.

La clasificación de riesgo de las válvulas motorizadas que se obtiene en este cálculo deriva del análisis de los resultados de importancia obtenidos a partir de la ecuación de daño al núcleo (Nivel 1) obtenida de la cuantificación del modelo de dicha planta nuclear, tanto el de Potencia como en Otros Modos de Operación

6.1. Probabilidades y Tasas horarias de fallo de válvulas motorizadas

El presente documento integra resultados obtenidos mediante el APS de Nivel 1, tanto a Potencia como en Otros Modos de Operación. El primero de ellos se encuentra en su revisión 5C, mientras que el segundo se encuentra en su revisión 3.

Se han considerado para las válvulas motorizadas las probabilidades de fallo (para fallos en demanda) y tasas de fallo las mostradas en la tabla 6.1.

Estos valores han sido corregidos para tener en cuenta la experiencia de explotación en cuanto a número de fallos, demandas de apertura/cierre y horas en posición de cada válvula. Para ello se han creado grupos de válvulas homogéneas en condiciones de operación y exposición al fallo, definiéndose para cada uno de estos en la revisión 5C del APS a Potencia y en la revisión 3 del APS de Otros Modos respectivamente las demandas, horas de operación y fallos.

Posteriormente, se ha efectuado lo que se denomina análisis bayesiano, obteniéndose así nuevas probabilidades o tasas de fallo, que quedan expuestas en el resumen de los grupos bayesianos del Anexo B.1:

Los fallos pasivos (a permanecer cerrada o abierta) no son objeto de la Generic Letter 96-05. Las probabilidades de fallos activos (a la apertura y al cierre), se encuentran dentro del rango indicado por el WOG: $4.0E-04 - 1.0E-02$, en la referencia 2.

Modo de fallo	Probabilidad o tasa de fallo (Valor medio)	α	β
Al Operar (VKGF)	3,00E-06/h	0,3	100000
A la apertura (VMBA)	1.07E-03 /d	1.28	1190
Al cierre (VMBC)	1.07E-03 /d	1.28	1190
A permanecer abierta (VMGO)	4,45E-08/h	0.5	11200000
A permanecer cerrada (VMGU)	2,12E-07/h	0,66	3130000

Tabla 6.1. Probabilidad y Tasa de fallo de los modos de fallo

6.2. Criterios para la clasificación basados en medidas de importancia

Se establecen a continuación los criterios para efectuar la clasificación de las válvulas motorizadas de acuerdo con las recomendaciones del WOG [Ref.2].

La referencia mencionada plantea dos posibilidades de clasificación, una de ella en dos categorías y la otra en tres. Los criterios de asignación en las diferentes categorías son los que se indican a continuación:

- Clasificación en dos categorías

Se calcularán las medidas de importancia de Fussel-Vesely (F-V) e Incremento de Riesgo (RAW). El componente se clasificará como de Alta Importancia para el Riesgo si satisface cualquiera de los dos criterios siguientes:

$$F-V > 0.001$$

$$RAW > 2$$

En caso contrario, el componente se asignará al grupo de Baja Importancia para el Riesgo.

- Clasificación en tres categorías

Se calcularán las medidas de importancia de Fussel-Vesely (F-V) e Incremento de Riesgo (RAW). El componente se asignará a cada una de las tres categorías de acuerdo con los criterios de la tabla 6.2:

Categoría de Riesgo	Criterio de clasificación
Alta Importancia para el Riesgo	$F-V > 0.01$ <u>O</u> $RAW > 10$
Importancia Media para el Riesgo	$0.001 < F-V < 0.01$ <u>Y</u> $RAW < 10$ <u>O</u> $F-V < 0.01$ <u>Y</u> $2 < RAW < 10$
Baja Importancia para el Riesgo	$F-V < 0.001$ <u>Y</u> $RAW < 2$

Tabla 6.2. Criterio de Clasificación de los componentes

6.3. Alcance de las válvulas modeladas en el APS

No todas las válvulas dentro del programa de verificación se encuentran modeladas en el APS. Algunas de las válvulas del programa se encuentran modeladas pero no con fallos activos, es decir, los modos de fallo considerados son “a permanecer cerrada o a permanecer abierta”.

En la tabla que se presenta como Anexo B.2, se incluye una relación completa de las válvulas dentro del alcance del programa de verificación, indicando para cada modo de fallo activo cuáles se encuentran en los modelos APS de Nivel 1 a Potencia y en Otros Modos.

Asimismo, en el Anexo B.3 se presenta un informe relativo a cada válvula donde se incluye, entre otra información, los modos de fallos considerados cuando se encuentra modelada y los efectos del fallo, y en el caso de que no se encuentre modelada, las razones de ello.

Por último se ha añadido el Anexo B.4, el cual consiste en una comparación entre los valores de importancia utilizados para la categorización de las válvulas con un aumento de la tasa de fallo a $8,70E-02$, y los mismos con la tasa de fallo nominal.

6.4. Cuantificación del APS para válvulas motorizadas

En el apartado 6.1 se han establecido los valores numéricos de indisponibilidad de los sucesos básicos relativos a los diferentes modos de fallo de válvulas motorizadas. Obviamente estos valores numéricos se basan por un lado en valores genéricos estándar, que posteriormente se han corregido teniendo en cuenta la experiencia de la planta nuclear en cuanto a actuaciones de válvulas motorizadas, así como a fallos detectados.

Dentro del APS, se ha dado crédito a las pruebas de actuación, independientemente de si las condiciones en las que actúa la válvula son o no las correspondientes a las condiciones en las que tendría que actuar en caso de accidente. Es decir, existen pruebas de accionamiento que verifican la ocurrencia o no de algunos potenciales modos de fallo del conjunto interruptor – actuador – válvula. No obstante, durante el desarrollo de estas pruebas, en la mayor parte de las ocasiones la Delta P a que está sometida la válvula es muy inferior a la “postulada” en caso

de actuación de salvaguardias. Por tanto, es necesario tener en cuenta esto a la hora de asignar probabilidades de fallo a los modos de fallo activos, por lo que se considerará como parte de las condiciones para la cuantificación que se describen a continuación.

6.4.1. Cuantificación del APS de Nivel 1 a potencia

Condiciones para la cuantificación

Respecto al modelo de APS vigente actualmente en la planta nuclear, se han efectuado las modificaciones que se describen a continuación:

a) Probabilidades de fallo de válvulas motorizadas

Tal como se ha indicado arriba, y con el objeto de cubrir aspectos no contemplados en las pruebas periódicas que se efectúan a la mayor parte de las válvulas motorizadas, se ha incrementado la probabilidad de fallo activo (apertura y cierre), desde el valor descrito en el apartado 6.1 a un valor de $8.70E-02$. Este valor numérico es el mencionado en la referencia 3. Al margen de la mayor o menor base teórica para el valor numérico concreto, el objetivo es que sea suficientemente alto, de forma que todos los fallos activos de válvulas motorizadas “asciendan” en la ecuación de daño al núcleo y pueda distinguirse claramente su importancia relativa para el riesgo. Los sucesos básicos modificados se corresponden con los pertenecientes a grupos bayesianos con modo de fallo al cierre (C), a la apertura (A) o en operación (F -éste último sólo aplicable a válvulas de control motorizadas-), que presentan una función posterior de tipo Beta (función posterior B en el resumen de grupos bayesianos en el anexo B.1).

Los valores de indisponibilidad correspondientes a los fallos de causa común se han calculado de acuerdo con el factor obtenido en el APS, aplicado a la nueva probabilidad de fallo independiente de $8.70E-02$. Los factores β , así como las indisponibilidades de los sucesos básicos asociados a fallos de causa común a la apertura o cierre de válvulas motorizadas se presentan en la Tabla 6.3.

Suceso Básico	Descripción	β	Prob. Indep. Categ. VM	Indisponibilidad Media. FCC Categ. VM
1VM100203L	Fallo de causa común a la apertura de val. motorizadas VM-1002/3	3,04E-02	8,70E-02	2,64E-03
1VM1115BDL	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VCN-0115B/D	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM112122L	Fallo de causa común al cierre de válvulas VM-1121/2	2,86E-02	8,70E-02	2,49E-03
1VM140010L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1410 A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM140011L	Fallo de causa común al cierre de las válvulas motorizadas VM-1411A/B	2,79E-02	8,70E-02	2,43E-03
1VM14004BL	Fallo de causa común a la apertura de val. mot. VM-1404A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM140067L	Fallo de causa común apertura VM-1406A/B VM-1407A/B VM	7,36E-03	8,70E-02	6,40E-04
1VM150001L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1501A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM150003L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1503A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM161214L	Fallo de causa común a la apertura de val. mot. VM-1612/14	3,04E-02	8,70E-02	2,64E-03
1VM304953L	Fallo de causa común a la apertura de val. mot. VM-3049/53	2,34E-02	8,70E-02	2,04E-03
1VM433456L	Fallo de causa común a la apertura de val. motorizadas VM-4303/4/5/6	5,72E-03	8,70E-02	4,98E-04
1VM441578L	Fallo de causa común a la apertura de las val. mot. VM4401/5/7/8	5,73E-03	8,70E-02	4,99E-04
1VM44VMBRL	Fallo de causa común a apertura VM-4438/39/40/41	5,70E-03	8,70E-02	4,96E-04

Tabla 6.3. Valores asignados a los sucesos básicos de Fallos de Causa Común

b) Nivel de Truncamiento

En la última revisión del APS a Potencia se ha utilizado como nivel de truncamiento una frecuencia anual de 1.00E-9. Este valor se considera adecuado, de acuerdo a los nuevos valores de las indisponibilidades asociadas a los fallos activos de válvulas motorizadas, para poder identificar conjuntos mínimos de fallo que incorporen fallos de válvulas motorizadas. Sin embargo, de forma conservadora, se ha optado por un nivel de truncamiento de 1.00E-12.

c) Modificaciones en modelos para incorporar fallos activos de válvulas que intervienen en el cálculo de la frecuencia de LOCA de interfase

Uno de los sucesos iniciadores habitualmente considerados en los APS, es el denominado LOCA de Interfase. Se trata de roturas o fallos de componentes que hacen que el caudal descargado del RCS vaya fuera de contención, impidiendo por tanto la recirculación. Asimismo, ponen en comunicación directa el sistema de refrigeración del reactor con el exterior del edificio de contención, y pueden provocar problemas asociados a la descarga de agua en el edificio auxiliar. En el APS, la frecuencia de LOCA de Interfase se traslada directamente a daño al núcleo, no contemplando acción mitigadora alguna ni por actuaciones automáticas de equipos, ni por acciones manuales capaces de aislar (cuando esto es posible) la rotura.

Dentro de los potenciales caminos que pueden dar lugar a LOCA de Interfase, existen algunos que implican fallos activos de válvulas motorizadas. Con el objeto de que dichos fallos aparezcan explícitamente en la ecuación de daño al núcleo al efectuar la cuantificación, y puedan por tanto calcularse las medidas de importancia, se han incorporado al modelo los árboles de fallo de la aspiración del sistema RHR desde ramas calientes. Con el suceso básico 1\$SISBASV puesto a “FALSE” (en el árbol de fallos IN-V-01 de la base de datos presente en el RiskSpectrum®) hace que los sucesos básicos de fallos activos estén directamente metidos en el árbol de fallos del iniciador, por lo que no procede a hacer un análisis específico del mismo como se realizó en la versión previa de este documento.

d) Configuración cuantificada

Un aspecto a tener en cuenta cuando se efectúa la cuantificación, es el hecho de la existencia en planta de diferentes configuraciones de equipos en espera y en operación. La cuantificación considerada en el análisis corresponde a la utilizada en el APS de la planta nuclear.

Esto puede implicar que aparezcan en la ecuación de daño al núcleo fallos activos de válvulas motorizadas de un tren, mientras que no aparecen del otro, ya sea debido a que dicho tren se considere en operación, encontrándose la válvula en la posición requerida para la actuación de salvaguardias, o bien porque la válvula no se ha modelado al estar el tren asociado no alineado.

Asimismo, la presencia de una configuración en el modelo puede dar lugar a que la importancia de las válvulas motorizadas de un tren sea superior a la equivalente del otro tren. Esto se ha tenido en cuenta, tal y como se comenta más adelante.

Resultados de la cuantificación

Se ha realizado la cuantificación sobre una copia del modelo de APS de Nivel 1. En dicho modelo se han realizado las modificaciones indicadas anteriormente. La cuantificación se ha realizado mediante el programa RiskSpectrum® en su versión 1.3 [Ref.4], bajo la denominación EFDN. Como consecuencia de la cuantificación realizada en las condiciones antes indicadas, se han obtenido un total de 1000000 conjuntos mínimos de fallo que es el límite de corte con el que se ha cuantificado.

Del total de 125 sucesos básicos de fallo activo de válvulas motorizadas modelados en el APS a Potencia de Nivel 1, aparecen en la ecuación de daño obtenida un total de 111, quedando por tanto 14 fuera de la ecuación, razón por la cual no se dispondrá de medidas de importancia para los mismos. En la tabla 6.4 se indican las razones por las que estos sucesos no aparecen en la ecuación.

Como resultado de la cuantificación se obtienen adicionalmente las medidas de importancia de cada uno de los sucesos básicos que aparecen en la ecuación de daño al núcleo. Estas medidas las proporciona directamente el programa RiskSpectrum®. En la ficha de datos de cada una de las válvulas incluidas como Anexo B.3, se encuentran los valores de Importancia de Fussel-Vesely e Incremento de Riesgo, necesarios para efectuar la clasificación de riesgo.

Válvula	Suceso Básico	Modo de fallo	Comentarios
VM1002/3	1VM100203L	Fallo de causa común a la apertura	Este suceso representa el fallo de causa común a la apertura de las válvulas de bloqueo de las válvulas de alivio del presionador. Este fallo no aparece como consecuencia de que normalmente estas válvulas se encuentren en posición abierta. De acuerdo con la experiencia de explotación analizada la probabilidad de que estas válvulas se encuentren cerradas (por fugas de la correspondiente de alivio) es muy baja, y esto hace que éste modo de fallo no supere el nivel de truncamiento.
VM3638	1VM360038A	Fallo a la apertura	A pesar de no estar en la Ecuación de Daño al Núcleo, son necesarias en escenarios de SBO, ya que ese considera la necesidad de que abran manualmente de forma local la interconexión de GV's para evitar una alimentación asimétrica que afectara al SDS.
VM3639	VM360039A	Fallo a la apertura	A pesar de que la interconexión de trenes de AAA no se considera en el APS, la operación de las válvulas de interconexión puede ser relevante ante el fallo de uno o dos de los trenes del sistema.
VM3640	VM360040A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM3641	VM360041A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM3638/39/40/41	VM363841I	F.C.C. a la apertura	El comentario anterior es aplicable, por lo que el F.C.C es poco probable.

Válvula	Suceso Básico	Modo de fallo	Comentarios
VM4419	1VM440019A	Fallo a la apertura	Esta válvula se encuentra normalmente cerrada en la línea de inyección a las barreras térmicas de las BRRs. Se postula el fallo a la apertura de la misma en secuencias de pérdida total de energía exterior, en las que se recupera únicamente el tren A de salvaguardias. En esta situación se requiere la apertura de las válvulas VM4419, VM4420, VM4421 y VM4422. Las válvulas 20 y 21 están alimentadas de tren B por lo que es necesario la apertura manual (modelizada explícitamente en el APS), mientras que las válvulas 19 y 22 se abren de forma remota. Esta necesidad de actuación se da ya que la válvula se encuentra normalmente abierta en la línea de inyección a cierres de la BRR, siendo necesario su apertura tan sólo en secuencias donde se haya tenido que cerrar anteriormente. Esto ocurre en aquellas que responden a la pérdida de energía eléctrica exterior, ya que según el paso 12 de IOE-ECA-0.0 se han de cerrar. Esta situación ocurre tan sólo en el árbol de sucesos del iniciador T1 (Pérdidas Totales de Energía Eléctrica Exterior), en el cabecero U4, que requiere el éxito de la inyección a cierres o de las barreras térmicas de las BRRs, conduciendo el fallo combinado de los dos sistemas a la transferencia a LOCA pequeño. Por tanto, cabe esperar que la probabilidad de que ocurra daño al núcleo debido a secuencias en las que aparece este suceso básico sea baja, al requerirse el fallo de un mínimo de tres cabeceros adicionales al fallo establecido, con lo que este suceso queda por debajo del nivel de truncamiento considerado para la aplicación realizada.
VM4420	1VM440020A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4421	1VM440021A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4422	1VM440022A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4423	1VM440023A	Fallo a la apertura	Esta válvula se encuentra normalmente cerrada en la línea de inyección a las barreras térmicas de las BRRs. Se postula el fallo a la apertura de la misma en secuencias de pérdida total de energía exterior, en las que se recupera únicamente el tren A de salvaguardias. En esta situación se requiere la apertura de las válvulas VM4423, VM4424, VM4425 y VM4426. Las válvulas 25 y 26 están alimentadas de tren B por lo que es necesario la apertura manual (modelizada explícitamente en el APS), mientras que las válvulas 23 y 24 se abren de forma remota. Esta necesidad de actuación se da en los mismos casos en los que se requiere el suceso básico 1VM440019A, por lo que el comentario anterior a cerca de la truncamiento del suceso es aplicable.
VM4424	1VM440024A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.

Válvula	Suceso Básico	Modo de fallo	Comentarios
VM4425	1VM440025A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4426	1VM440026A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.

Tabla 6.4. Lista de los sucesos que no aparecen en la ecuación

6.4.2. Cuantificación del APS de Nivel 1 en otros modos

Condiciones para la cuantificación

Respecto al modelo de APSOM vigente actualmente en la central nuclear, se han efectuado las modificaciones que se describen a continuación:

a) Probabilidades de fallo de válvulas motorizadas

Tal como se ha indicado arriba, y con el objeto de cubrir aspectos no contemplados en las pruebas periódicas que se efectúan a la mayor parte de las válvulas motorizadas, se ha incrementado la probabilidad de fallo activo (apertura y cierre), desde el valor descrito en el apartado 2 a un valor de $8.70E-02$. Este valor numérico es el mencionado en las referencias 3. Al margen de la mayor o menor base teórica para el valor numérico concreto, el objetivo es que sea suficientemente alto, de forma que todos los fallos activos de válvulas motorizadas “asciendan” en la ecuación de daño al núcleo y pueda distinguirse claramente su importancia relativa para el riesgo. Los sucesos básicos modificados se corresponden con los pertenecientes a grupos bayesianos con modo de fallo al cierre (C), a la apertura (A) o en operación (F -éste último sólo aplicable a válvulas de control motorizadas-), que presentan una función posterior de tipo Beta (función posterior B en el resumen de grupos bayesianos en el anexo B.1).

Los valores de indisponibilidad correspondientes a los fallos de causa común se han calculado de acuerdo con el factor obtenido en el APS, aplicado a la nueva probabilidad de fallo independiente de $8.70E-02$. Los factores β , así como las indisponibilidades de los sucesos básicos asociados a fallos de causa común a la apertura o cierre de válvulas motorizadas se presentan en la Tabla 6.5.

b) Nivel de Truncamiento

En la última revisión del APSOM se ha utilizado como nivel de truncamiento una frecuencia anual de $1.00E-9$. Este valor se considera adecuado, de acuerdo a los nuevos valores de las indisponibilidades asociadas a los fallos activos de válvulas motorizadas, para poder identificar

conjuntos mínimos de fallo que incorporen fallos de válvulas motorizadas. Sin embargo, de forma conservadora, se ha optado por un nivel de truncamiento de $1.00E-12$.

c) Configuración cuantificada

Un aspecto a tener en cuenta cuando se efectúa la cuantificación, es el hecho de la existencia en planta de diferentes configuraciones de equipos en espera y en operación. La cuantificación considerada en el análisis corresponde a la utilizada en el APSOM de la planta nuclear.

Esto puede implicar que aparezcan en la ecuación de daño al núcleo fallos activos de válvulas motorizadas de un tren, mientras que no aparecen del otro, ya sea debido a que dicho tren se considere en operación, encontrándose la válvula en la posición requerida para la actuación de salvaguardias, o bien porque la válvula no se ha modelado al estar el tren asociado no alineado.

Asimismo, la presencia de una configuración en el modelo puede dar lugar a que la importancia de las válvulas motorizadas de un tren sea superior a la equivalente del otro tren. Esto se ha tenido en cuenta, tal y como se comenta más adelante.

Resultados de la cuantificación

Se ha realizado la cuantificación sobre una copia del modelo de APSOM de Nivel 1. En dicho modelo se han realizado las modificaciones indicadas anteriormente. La cuantificación se ha realizado mediante el programa RiskSpectrum® en su versión 1.3 [Ref. 4], bajo la denominación EFDN. Como consecuencia de la cuantificación realizada en las condiciones antes indicadas, se han obtenido un total de 273489 conjuntos mínimos de fallo.

Suceso Básico	Descripción	β	Prob. Indep. Categ. VM	Indisponibilidad Media. FCC Categ. VM
1VM1115BDL	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VCN-0115B/D	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM112122L	Fallo de causa común al cierre de válvulas VM-1121/2	2,86E-02	8,70E-02	2,49E-03
1VM140010L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1410A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM140067L	Fallo de causa común a la apertura de VM-1406A/B y VM-1407A/B	7,36E-03	8,70E-02	6,40E-04
1VM1411ABL	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1411A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM1467ACL	Fallo de causa común al cierre de válv. VM-1406A y VM-1407A	3,07E-02	8,70E-02	2,67E-03
1VM1467BCL	Fallo de causa común al cierre de válv. VM-1406B y VM-1407B	3,07E-02	8,70E-02	2,67E-03
1VM150001L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1501A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM150003L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1503A/B	2,93E-02	8,70E-02	2,55E-03
1VM161214L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-1612/14	3,03E-02	8,70E-02	2,64E-03
1VM433456L	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-4303/4/5/6	5,72E-03	8,70E-02	4,98E-04
1VM44VMBRL	Fallo de causa común a la apertura de válvulas VM-4438/39/40/41	5,70E-03	8,70E-02	4,96E-04

Tabla 6.5. Valores asignados a los sucesos básicos de fallos de causa común

Del total de 78 sucesos básicos de fallo activo de válvulas motorizadas modelados en el APSOM de Nivel 1, aparecen en la ecuación de daño obtenida un total de 72, quedando por tanto 6 fuera de la ecuación, razón por la cual no se dispondrá de medidas de importancia para los mismos. En la tabla 6.6 se indican las razones por las que estos sucesos no aparecen en la ecuación.

Como resultado de la cuantificación se obtienen adicionalmente las medidas de importancia de cada uno de los sucesos básicos que aparecen en la ecuación de daño al núcleo. Estas medidas las proporciona directamente el programa RiskSpectrum®. En la ficha de datos de cada una de las válvulas incluidas como Anexo B.3, se encuentran los valores de Importancia de Fussel-Vesely e Incremento de Riesgo, necesarios para efectuar la clasificación de riesgo.

En las fichas de las válvulas presentes en el Anexo B.3 se presentan los valores de las importancias, Fussel-Vesely e Incremento del Riesgo para cada una de las válvulas que intervienen en el APS de Otros Modos.

Válvula	Suceso Básico	Modo de fallo	Comentarios
VM1406/7A /B	1VM140067L	F.C.C. a la apertura	Este caso no aparece como consecuencia de que normalmente estas válvulas se encuentran en posición abierta en la aspiración de ambos trenes del RHR. La probabilidad de que estas válvulas se encuentren cerradas es muy baja, y esto hace que el modo de fallo no supere el nivel de truncamiento.
VM4438	1VM440038A	Fallo a la apertura	Esta válvula no aparece debido a que el dato genérico hace que quede truncado
VM4439	1VM440039A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4440	1VM440040A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4441	1VM440041A	Fallo a la apertura	El comentario anterior es aplicable.
VM4438/39 /40/41	1VM44VMBRL	F.C.C. a la apertura	El comentario anterior es aplicable.

Tabla 6.6. Lista de los sucesos que no aparecen en la ecuación

6.5. Clasificación de riesgo en función de los resultados de la cuantificación

Además de los criterios que se han descrito en el apartado 6.2, basados exclusivamente en los valores numéricos de las medidas de importancia, existen algunas consideraciones adicionales a tener en cuenta para efectuar la clasificación de riesgo de las válvulas.

- a) Para aquellos fallos de válvulas que no aparecen en la ecuación de daño como consecuencia de la configuración cuantificada, se les asignará las medidas de importancia correspondientes a la válvula del otro tren que sí aparece en la cuantificación.
- b) Puede ocurrir también que como consecuencia de la configuración que se cuantifica, válvulas que realizan una función idéntica en dos trenes diferentes, aparezcan clasificadas en grupos de riesgo distintos. Cuando esto es claramente producto de la configuración, se asignará a todas ellas la clasificación de riesgo correspondiente a la de la válvula o válvulas que lo tengan más alto.
- c) Si en algún caso, se da la circunstancia de que por un modo de fallo activo la válvula queda clasificada en una cierta categoría, y por el otro modo de fallo en categoría distinta, se adoptará la categoría de riesgo más elevado.
- d) Si en algún caso, la categoría de riesgo para una válvula por el fallo independiente es diferente que la que se obtiene por el fallo de causa común, se adoptará la categoría de riesgo más elevada.
- e) Si en algún caso, la categoría de riesgo para una válvula definida en función de un APS es diferente que la que se obtiene por otro, se adoptará la categoría de riesgo más elevada.

De acuerdo con los valores numéricos de importancia obtenidos a partir de la cuantificación del APS de Nivel 1 a Potencia y en Otros Modos de Operación, y con las consideraciones antes indicadas, se ha efectuado una asignación de categoría de riesgo que es la que se presenta en las tablas 8.1 a 8.5 del Anexo B.5. Para aquellas válvulas que, o bien en los modelos APS no se ha postulado el fallo activo, o bien no se encuentran dentro de los modelos, se les ha asignado una clasificación de riesgo Baja. Los valores numéricos de importancia indicados en las tablas corresponden al fallo independiente.

7. CATEGORIZACION DE VALVULAS NEUMÁTICAS

Esta aplicación tiene por objeto describir la metodología seguida para la categorización de las Válvulas Neumáticas de una planta nuclear en niveles de importancia para la seguridad de la planta, mediante la aplicación de criterios basados en el riesgo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de dicha central nuclear.

El presente análisis se ha realizado basándose en el modelo APS de Nivel 1 de una planta nuclear en Operación a Potencia en su revisión 5C, y en el de Otros Modos de Operación en su revisión 3.

El estudio realizado servirá como información al Panel de Expertos para la categorización definitiva de las Válvulas Neumáticas en el alcance preliminar del Programa de Vigilancia y Verificación de AOVs.

7.1. Metodología

El análisis ha comprendido las siguientes tareas:

Tarea 1.- Revisión del APS de Nivel 1

Con el fin de identificar las válvulas neumáticas modeladas analizadas explícita o implícitamente se revisa la documentación del APS siguiente:

- Nivel 1 de Sucesos Internos de Operación a Potencia
- Nivel 1 de Sucesos Internos de Operación en Otros Modos

La relación de válvulas neumáticas resultante de la revisión se presenta en la TABLA 1 del Anexo C.1. Cada válvula llevará asociado el TÍTULO, el MODELO NIVEL 1 (Potencia y/o Otros Modos) en el que interviene, el MODO de FALLO y SUCESO (abrir, cerrar, pérdida de función, permanecer abierta / cerrada) considerado en cada modelo, y el EFECTO de cada modo de fallo de la válvula.

Tarea 2.- Cuantificación, Análisis de Importancia y Análisis de Sensibilidad del APS de Nivel 1

Al objeto de realizar el análisis cuantitativo, de importancia y de sensibilidad sobre las válvulas neumáticas identificadas en la Tarea 1, se efectúa una copia de la base de datos de RiskSpectrum® del APS de Nivel 1 sobre la que se añaden las relaciones específicas entre VÁLVULA y MODO(s) de FALLO. Esta base de datos es la base de datos de los análisis del APS de Nivel 1.

Los resultados se incorporarán sobre la TABLA 2 del Anexo C.1.

Cuantificación

Las ecuaciones de la Frecuencia de Daño al Núcleo, FDN, para la realización de los análisis de importancias se obtienen nuevamente sobre la base de datos para análisis de AOVs de Risk Spectrum del APS de Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia y en Otros Modos de Operación, con el fin de disponer de ecuaciones que lleven implícitamente asociada la relación SUCESO(S) BÁSICO(S) – VÁLVULA NEUMÁTICA.

Análisis de Importancia

El análisis de importancias se realiza para el APS de Nivel 1 tanto a Potencia como en Otros Modos de Operación.

Cada válvula neumática en el alcance del APS de nivel 1 lleva asociado uno o dos pares de valores de las medidas de importancia de Fussell-Vesely (FV) e Incremento de Riesgo (IR), según que sean contribuyentes en el Nivel 1 de Operación a Potencia y/o Operación en Otros Modos.

Análisis de Sensibilidad

El objeto de los análisis de sensibilidad es proporcionar información adicional al Panel de Expertos para la evaluación definitiva de la importancia de las válvulas Neumáticas en la categoría ALTA.

Los análisis de sensibilidad implican la variación inicial de algún parámetro (probabilidades de fallo, tasas de fallo) o de algún modelo del APS, y la recuantificación consiguiente del APS para posteriormente obtener las medidas de importancia de Fussell-Vesely (FV) e Incremento del Riesgo (IR).

Se realizarán los siguientes análisis de sensibilidad:

- Análisis de Sensibilidad 1 - Considerar una tasa / probabilidad de fallos equivalente al Percentil del 95% de la tasa / probabilidad original.
- Análisis de Sensibilidad 2 – Evaluar la significación de los fallos de causa común eliminando estos sucesos.
- Análisis de Sensibilidad IN - Incorporar modelos con los sucesos básicos de fallo de las válvulas neumáticas que están modeladas implícitamente en el APS de Nivel 1.

Tarea 3.- Revisión de modelos de Sucesos Externos

Mediante esta tarea se identifican las válvulas neumáticas que participan en el APS de Incendios e Inundaciones.

Tarea 4.- Categorización de las Válvulas Neumáticas

Tras la recopilación de la información cualitativa y cuantitativa de las tareas precedentes, se procede a categorizar las válvulas neumáticas del análisis. Dada la variedad de la información, se procede indicar cuales son los criterios de categorización.

Criterios de clasificación de AOVs en APS de Nivel 1

La clasificación de las válvulas en categorías una vez conocidas sus importancias (medida de importancia Fussell-Vesely y del Incremento del Riesgo) en el APS a Potencia y en Otros Modos, se aplican los criterios de la guía de Ref. 5.

De acuerdo a la guía de Ref. 5, las válvulas neumáticas que superen los límites de importancia establecidos para la medida de FV, serán categorizadas como de ALTA significación para la seguridad según IPE/APS. Del conjunto de válvulas no categorizadas

de ALTA significación, aquellas que superen los límites de importancia establecidos para la medida de IR serán categorizadas de POTENCIAL significación para la seguridad. Las restantes serán de BAJA significación.

En tabla 7.1 se resume la clasificación.

Importancia de Fussell-Vesely (FV)		Importancia del Incremento del Riesgo (IR)	
Categoría	Criterio	Categoría	Criterio
ALTA	$FV \geq 0.005$	POTENCIAL	$IR \geq 2$
BAJA	$0.005 > FV$	BAJA	$IR < 2$

Tabla 7.1. Criterio de Clasificación de los componentes

“Cualquier válvula neumática que supere el límite establecido de Fussell-Vesely ($FV \geq 0.005$) se categoriza de ALTA significación para la seguridad (CASS). Las restantes válvulas se categorizan inicialmente de BAJA significación para la seguridad (CBSS).”

“Cualquier válvula neumática que caiga inicialmente en la categoría CBSS, de acuerdo al límite de Fussell-Vesely, que supere el límite establecido de Incremento de Riesgo ($IR \geq 2$) se categoriza como de POTENCIAL significación para la seguridad (CPSS).”

7.2. Desarrollo

7.2.1. Revisión del APS de Nivel 1

La identificación de las válvulas neumáticas modeladas en el APS de Nivel 1 ha requerido la revisión de diversos documentos APS en los que las válvulas reciben tratamientos diferenciados según el documento considerado. Por ejemplo, una misma válvula modelada en el APS a Potencia puede tener un valor de indisponibilidad distinto si interviene también en el APS en Otros Modos o puede intervenir con diferente modo de fallo, etc. Así, esta tarea se ha dividido en diferentes subtareas según:

- Identificación de las válvulas neumáticas modeladas explícitamente en el APS a Potencia

- b) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas explícitamente en el APS de Otros Modos
- c) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en el APS a Potencia
- d) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en el APS de Otros Modos

a) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas explícitamente en el APS a Potencia

Se han identificado todas las válvulas neumáticas modeladas explícitamente en el APS a Potencia en cualquiera de los modos de fallo postulables tanto activos como pasivos: Fallo a la Apertura, Fallo al Cierre, Fallo a Operar, Fallo a Permanecer Abierta, Fallo a Permanecer Cerrada y sus correspondientes Fallos de Causa Común, así como el suceso básico asociado a cada uno de estos modos de fallo y el efecto del fallo.

No se han incluido válvulas modeladas únicamente a través de sucesos de errores humanos dado que estos sucesos son independientes de las características propias de las válvulas. No obstante, se ha revisado dicho tipo de sucesos básicos y se ha comprobado que todas las válvulas neumáticas para las que se postula errores humanos ya han sido incluidas por presentar otro modo de fallo.

Como resultado de este análisis, se han **identificado 55 válvulas neumáticas modeladas en el APS a Potencia**, de las cuales 3 han sido modeladas únicamente sólo con fallo pasivo (fallo a permanecer abierta).

b) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas explícitamente en el APS en Otros Modos

Se han identificado todas las válvulas neumáticas modeladas explícitamente en el APS en Otros Modos de Operación en cualquiera de los modos de fallo postulables, siguiendo los mismos criterios que en el apartado “a”).

El total de válvulas neumáticas identificadas en este caso **es de 35**, de las cuales 2 han sido modeladas únicamente sólo con fallo pasivo (fallo a permanecer abierta).

c) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en el APS a Potencia

Han sido identificadas las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en el APS a Potencia, que no intervienen a través de un suceso básico en los árboles de fallo de sistemas ni de cabeceros funcionales. Para ello, han sido consultados los informes de las tareas de Frecuencias de Sucesos Iniciadores Internos y Datos de Sucesos Especiales de la central nuclear.

Como resultado se identificaron en el cálculo de la frecuencia de los sucesos iniciadores “Pérdida del Sistema de Agua de Servicio de Componentes” (TS) y “Pérdida del Sistema de Aire Comprimido” (T12) las válvulas neumáticas¹ siguientes:

- “Pérdida del Sistema de Agua de Servicio de Componentes” (TS): VN4106 y VN4105*.
- “Pérdida del Sistema de Aire Comprimido” (T12): VN6005, VN6006*, VN6007, VN6008*, VN6009* y VN6013*.

Las válvulas marcadas con “*” se han incluido por ser válvulas homólogas a las modeladas implícitamente, a pesar de no estar modeladas debido a los alineamientos de planta considerados.

No se identificaron en el análisis de Datos de Sucesos Especiales válvulas neumáticas que hubieran de ser consideradas.

El total de válvulas neumáticas identificadas como modeladas implícitamente ha sido de 3 (VN6005, VN6007 y VN4106). Estas válvulas ya habían sido previamente identificadas, aunque aquí se identifican con modo de fallo distinto para VN6005 y VN6007. El fallo a la apertura de VN4106 (iniciador TS) ya está incluido en la TABLA 1 del Anexo C.1.

d) Identificación de las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en el APS en Otros Modos

¹ Debido a la selección de un alineamiento específico para desarrollar y cuantificar los modelos de APS, se han considerado como modelados implícitamente no sólo las válvulas VN4106, VN6005 / 6 y 7, sino también sus redundantes VN4105, VN6008 / 9 y 13.

Se han identificado las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en la tarea de Frecuencias de Escenarios en Otros Modos de Operación y Datos de Sucesos Especiales, habiéndose localizado diferentes válvulas neumáticas en el cálculo de las frecuencias de los Escenarios RH7, RH8, y T16A/B.

- “Pérdida del tren RHR en servicio a media tobera” (RH7): FCV122.
- “Pérdida de soportes del tren RHR en servicio a media tobera” (RH8): VN6005, VN6006*, VN6007, VN6008*, VN6009* y VN6013*
- “Sobrepresión del SISTEMA DE REFRIGERANTE DEL REACTOR en modos 4 y 5” (T16A/B): FCV122, VCP0145

Las válvulas marcadas con “*” se han incluido por ser válvulas homólogas a las modeladas implícitamente, a pesar de no estar modeladas debido a los alineamientos de planta considerados.

No se identificaron en el análisis de Datos de Sucesos Especiales válvulas neumáticas que hubieran de ser consideradas.

El total de válvulas neumáticas identificadas como modeladas implícitamente ha sido de 4 (VCF122, VCP145, VN6005, VN6007). Estas válvulas ya habían sido previamente identificadas (TABLA 1), salvo la VCP-0145, aunque con modo de fallo o valor distinto.

7.2.2. Cuantificación, Análisis de Importancia y Análisis de Sensibilidad del APS de Nivel 1

La ecuación de partida para la posterior realización de los análisis de importancias está basada en la ecuación de la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN), obtenida en la revisión 5c del APS a Potencia y en la revisión 3 del APS en Otros Modos de Operación con los criterios habituales del APS, es decir:

- Truncamiento establecida en 1E-12/año
- Consideración de acciones de recuperación (acciones humanas Tipo 5) y de dependencias entre acciones humanas Tipo 3.
- Descarte de secuencias no dominantes dentro de un Iniciador/Escenario.

Todas las recuantificaciones y análisis llevados a cabo se realizan sobre una copia de las Bases de Datos.

La recuantificación de los modelos base se lleva a cabo nuevamente, con el fin de obtener las medidas de importancia de las válvulas neumáticas a nivel de componente, en lugar de únicamente a nivel de suceso básico, lo que requiere la incorporación en la base de datos de los modelos la relación válvula – suceso (s) reflejado en la TABLA 1 del Anexo C.1.

La frecuencia de truncamiento utilizada en todas las recuantificaciones ha sido de $1E-12$ /año, dado que no se ha considerado ningún análisis de sensibilidad que consista en la disminución del límite de truncamiento.

Los sucesos básicos considerados representan los modos de fallo de las válvulas neumáticas postulados: Fallo a la Apertura, Fallo al Cierre, Fallo a Permanecer y Fallo a Operar.

La cuantificación de la importancia de las válvulas neumáticas se ha llevado a cabo obteniendo simultáneamente las medidas de importancia de Fussell-Vesely (FV) y de Incremento del Riesgo (IR) de los sucesos básicos y por tanto de las válvulas asociadas que intervienen en las ecuaciones booleanas de la FDN obtenidas.

El valor de la medida de importancia de FV e IR calculada para cada válvula neumática (APS de Nivel 1 a Potencia y en Otros Modos de Operación) se muestra en la Tabla 2 del Anexo C.1. El valor final de importancia se muestra en negrita y sombreado si es mayor que el límite inferior establecido para la Categoría Alta (CA) y solo en negrita si es mayor que el límite inferior establecido para la Categoría Potencial (CP).

Se describen a continuación los resultados obtenidos de las válvulas modeladas en el APS de Nivel 1. Las tablas detalladas se encuentran en el Anexo C.2

7.2.2.1. Análisis APS de Nivel 1

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS de Nivel 1 a Potencia (ver TABLA 1), **25** intervienen en la ecuación de la FDN a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 25 válvulas: CA = 3, CP = 16 y CB = 6.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS Nivel 1 en Otros Modos de Operación (ver TABLA 1) **30** intervienen en la ecuación de la FDN obtenida a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 30 válvulas: CA = 3, CP = 20 y CB = 7.

7.2.2.2. Análisis de sensibilidad 1 del APS de Nivel 1 (PERCENTIL del 95 %)

El análisis de sensibilidad consiste en proceder a una recuantificación particularizada del APS de Nivel 1 a Potencia y en Otros Modos (Truncamiento: $1E-12/año$), variando la probabilidad de fallo a la demanda o tasa de fallos de las válvulas neumáticas al valor del percentil del 95% de la distribución asociada, en vez de su valor medio, a fin de maximizar la importancia de los fallos de las válvulas neumáticas.

Este análisis de sensibilidad permite cubrir ampliamente los objetivos del estudio, especialmente para considerar implícitamente posibles probabilidades de fallo superiores debidas al incremento de presión que se produce en condiciones de accidente (normalmente no contempladas en la experiencia de datos genérica).

Dichos percentiles son los recogidos en la Tabla 4 del Anexo C.1.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS de Nivel 1 a Potencia (ver Tabla 1), **39** intervienen en la ecuación de la FDN a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 39 válvulas: CA = 11, CP = 15 y CB = 13.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS Nivel 1 en Otros Modos de Operación (ver Tabla 1) **30** intervienen en la ecuación de la FDN obtenida a través de

alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 30 válvulas: CA = 3, CP = 14 y CB = 13.

7.2.2.3. Análisis de sensibilidad 2 del APS de Nivel 1 (FALLOS DE CAUSA COMÚN)

El análisis de sensibilidad consiste en la separación de los fallos de causa común (FCC) entre válvulas neumáticas, fallos postulados comúnmente entre válvulas redundantes dentro de un sistema. Dichos grupos de válvulas vienen definidos en función de analogía de diseño, condiciones de operación y funcionalidad de las válvulas y se postulan en los casos en que estén ubicadas en trenes redundantes.

Para evaluar el impacto que tienen los fallos de causa común entre válvulas neumáticas se ha calculado la medida de Fussell-Vesely y de Incremento del Riesgo asociable a cada válvula segregando de la cuantificación los fallos de causa común postulados. Así el impacto de dichos fallos ha de inferirse desde la comparación de los resultados del análisis base y del análisis de fallos de causa común.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS de Nivel 1 a Potencia (ver Tabla 1), **33** intervienen en la ecuación de la FDN a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 33 válvulas: CA = 3, CP = 10 y CB = 20.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS Nivel 1 en Otros Modos de Operación (ver Tabla 1) **28** intervienen en la ecuación de la FDN obtenida a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 28 válvulas: CA = 3, CP = 20 y CB = 5.

7.2.2.4. Análisis de Sensibilidad IN (INICIADORES)

Para los sucesos básicos de fallo de Válvulas Neumáticas que intervienen en los árboles de fallos que se utilizan para el cálculo la frecuencia de iniciadores / escenarios, se ha obtenido las medidas de importancia en función de la importancia de los sucesos básicos que representan la frecuencia de dichos Iniciadores/Escenarios.

En el APS a Potencia, los sucesos iniciadores de Pérdida del Sistema de Agua de Servicio de Componentes (TS) y Pérdida del Sistema de Aire de Instrumentos (T12) incluyen, en el modelo utilizado para el cálculo de su frecuencia, algunos fallos de válvulas neumáticas.

Para contabilizar estos fallos, se ha sustituido los sucesos básicos que representan la frecuencia de dichos iniciadores por árboles de fallos equivalentes que modelan la frecuencia de TS y T12. La construcción de dichos árboles de fallos se ha basado en el Informe de Frecuencias de Sucesos Iniciadores Internos. Los árboles de fallos construidos se muestran en las figuras del Anexo C.3.

Las indisponibilidades asociadas a los sucesos básicos que intervienen en los árboles de fallos construidos se han del Informe de Frecuencias de Sucesos Iniciadores Internos. Ha sido necesario modificar la codificación de algunos de los sucesos básicos del árbol de fallos debido a que dichos sucesos se encontraban ya modelados en el APS con un valor de indisponibilidad diferente al postulado para el cálculo de la frecuencia de los iniciadores.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS de Nivel 1 a Potencia (ver Tabla 1), **36** intervienen en la ecuación de la FDN a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 36 válvulas: CA = 9, CP = 14 y CB = 13.

En el APS en Otros Modos de Operación, los Escenarios RH7, RH8 y T16A/B incluyen, en el modelo utilizado para el cálculo de su frecuencia, algunos fallos de válvulas neumáticas. Para contabilizar estos fallos, se ha sustituido los sucesos básicos que representan la frecuencia de estos Escenarios por un árbol de fallos equivalente que modela dicha frecuencia. La construcción de estos árboles de fallos se ha basado en el documento Frecuencias de Escenarios en Otros Modos. Los árboles de fallos construidos se muestran en las figuras del Anexo C.4.

Las indisponibilidades asociadas a los sucesos básicos que intervienen en los árboles de fallos construidos se han tomado del documento de Frecuencias de Escenarios en Otros Modos. Ha sido necesario modificar la codificación de algunos de los sucesos básicos de los árboles de fallos debido a que dichos sucesos se encontraban ya modelados en el APS con

un valor de indisponibilidad diferente al postulado para el cálculo de la frecuencia de los Escenarios, o porque un mismo suceso intervenía en dos árboles de fallos de frecuencias pero tenían diferente tiempo en misión dependiendo del Escenario a calcular.

De todas las válvulas neumáticas modeladas en el APS Nivel 1 en Otros Modos de Operación (ver Tabla 1) **30** intervienen en la ecuación de la FDN obtenida a través de alguno de los sucesos básicos que significan alguno de los modos de fallo de la válvula. De las 30 válvulas: CA = 3, CP = 18 y CB = 9.

7.2.3. Revisión de los modelos de Sucesos Externos

Se ha revisado el APS de Sucesos Externos habiéndose localizado tres válvulas neumáticas que afecte específicamente al APS de Incendios: VN9304, VN9308 y VN9320. Estas válvulas del sistema de suministro PCI a Contención relevantes desde el punto de vista de riesgo son todas aquellas que se encuentran en líneas que dan servicio a estaciones o mangueras de los edificios relacionados con la seguridad

Desde el punto de vista del APS de Inundaciones, debería incluirse en el alcance las válvulas C/VN-9308 y C/VN-9320, consideradas en el modelo del APS de Inundaciones. La función de dichas válvulas es aislar una inundación que tenga lugar por rotura de una tubería del sistema 93 en los edificios Control, Auxiliar (parcial) o Penetraciones Eléctricas. Es por este motivo por el que dichas válvulas constituyen Protección Contra Inundaciones.

7.2.4. Categorización de Válvulas Neumáticas

La categorización de las válvulas neumáticas obtenida tras los análisis realizados en el apartado 7.2.2 de evaluación de su importancia desde una perspectiva del APS de Nivel 1, de acuerdo con los criterios cuantitativos descritos en la Tarea 4, se resume en la Tabla 5 del Anexo C.1.

8. PROCEDIMIENTO DE CUANTIFICACION

8.1. Válvulas motorizadas

La categorización de las válvulas motorizadas se ha realizado mediante el uso de un programa en base Acces en el que el departamento de Ingeniería Nuclear había estado trabajando. Sin embargo, han sido necesarios realizar los siguientes cambios previos a su ejecución:

- Adaptación de la importación de los archivos provenientes de las bases de datos, ya que la versión del RiskSpectrum® usada en el programa era diferente a la que se usaba en la central nuclear analizada, y las introducía de manera errónea. Esta modificación ha sido realizada en el código del programa, en la parte en la que se piden los archivos que se han exportado de la base de datos del RiskSpectrum®.
- Tal como se comenta en el apartado 6.2, para cubrir aspectos no contemplados en las pruebas periódicas que se realizan a las válvulas motorizadas, se requerirá modificar la probabilidad de fallo activo, aumentándola hasta un valor de $8,7E-2$. En el caso de los sucesos de Fallo de Causa Común, se modificarán por los valores obtenidos en la tabla 6.3 del presente trabajo. Estos cambios afectan a la base de datos del RiskSpectrum®, donde se han ido modificando dichos sucesos uno a uno.
- Adición de las características propias de las válvulas de nueva aparición, tal como fabricante, comentarios a Potencia u Otros Modos. Esto solo afectará después de la cuantificación, en caso de que válvulas que no tenían importancia en informes anteriores aparezcan.

Una vez efectuados los cambios, se ejecuta el programa en dos partes. Primero se generarán las tablas con todas las importancias, con lo que se pedirá abrir la versión anterior de la aplicación que contiene los datos de las válvulas, además de los posibles comentarios que se deban tener en cuenta tanto en las fases de Potencia como en la de Otros Modos. También se solicitarán los archivos con las nuevas importancias que se obtendrán de las bases de datos del RiskSpectrum® de Potencia y de Otros Modos. Una vez introducidos, generará las tablas que se usan en la segunda parte.

La segunda parte generará los documentos correspondientes a las válvulas y que se encuentran en el Anexo 6.3. Para ello, se introducirán las tablas generadas anteriormente y se realizarán las consultas para agrupar todas las importancias, y categorizar las válvulas en función de los sucesos que puedan afectarlas. Estos sucesos a su vez también se clasificarán en Alta, Baja o Media según las especificaciones decididas por el departamento de APS de la central nuclear y que se han citado anteriormente. Finalmente se introducen o modifican comentarios para cada válvula y suceso en caso de ser necesario y creará el informe definitivo y las tablas que se han adjuntado como los Anexos del B.2 al B.6.

8.2. Válvulas neumáticas

La categorización de las válvulas neumáticas se ha realizado mediante el uso de un programa en base Acces, pero a diferencia de la aplicación de motorizadas, éste ha sido creado desde cero, únicamente manteniendo el formato de las tablas de una versión anterior. Este tipo de válvulas requieren también el estudio de los análisis de sensibilidad que se han especificado anteriormente, por lo que antes de exportar los archivos con las importancias se modificarán las bases de datos del RiskSpectrum®.

Los pasos que son necesarios que siga la aplicación son los siguientes:

- Obtención de seis archivos de importancia, que incluyen las importancias del análisis de valores nominales y de los análisis de sensibilidad 1 y 3, tanto para los estados de Potencia como el de Otros Modos. También creará una tabla para ambos estados de funcionamiento eliminando los sucesos de fallos de causa común, condición exclusiva del análisis de sensibilidad 2
- Agrupación de todos los datos de las válvulas y de los sucesos que se tendrán en cuenta en el APS, y su categorización en función de los valores especificados por el departamento de APS de la central. Estas se definirán según los sucesos que puedan ocurrir a dichas válvulas, y tal como se han definido anteriormente se clasifican en Alta, Baja o A Potencia.
- Finalmente se introducen o modifican comentarios para cada válvula y suceso en caso de ser necesario y se crearán el informe definitivo y las tablas que se han adjuntado como los Anexos C.1 y C.5.

Las diferentes modificaciones que se realizan para los análisis de sensibilidad 1 y 3 en las bases de datos del RiskSpectrum® se hacen manualmente, introduciéndose en el programa y cambiar datos dependiendo del análisis.

En el caso del análisis de sensibilidad 1, se accede a la lista de todos los sucesos de la base de datos. Es necesario filtrar los sucesos para que solo aparezcan los que comienzan en “1VN”, “1VC” o “1VP”, ya que son los sucesos que ocurren en las válvulas neumáticas. En esta lista aparecerán los valores nominales de cada suceso, y se pueden modificar por el percentil 95 que aparece dos columnas a la derecha para el primer análisis de sensibilidad.

En el análisis de sensibilidad 3, se accederán a los árboles de fallo que dispone el RiskSpectrum®, y se añadirán las válvulas neumáticas modeladas implícitamente en los escenarios correspondientes, forzando intencionadamente su fallo, tal y como se pueden apreciar en las figuras de los anexos C.3 y C.4.

9. PRESUPUESTO

El presente trabajo no comporta actuaciones físicas, por lo que el presupuesto estaría limitado a las licencias del software utilizado y al número de horas-hombre empleadas para las cuantificaciones descritas. El uso de RiskSpectrum® es muy amplio dentro del ámbito de una central nuclear, siendo difícil estimar el precio de la licencia para el alcance del presente trabajo. El presupuesto final se reduce pues, a las horas-hombre empleadas en éstos análisis.

Número de horas- hombre	480
-------------------------	-----

Precio medio hora ingeniería	50 €
------------------------------	------

Presupuesto realización análisis	24000 €
---	----------------

Conclusiones

Válvulas Motorizadas

Se ha realizado un análisis para establecer una clasificación de las válvulas motorizadas en función del riesgo, en lo relativo a las pruebas de diagnóstico para cumplimiento con la GL-96-05. Los resultados obtenidos vienen a modificar una clasificación previa elaborada para el cumplimiento de la GL-89-10 (que en su día se realizó basada en la Rev. 2 del APS de Nivel 1 a Potencia, en la Rev. 0 del APS de Nivel 1 en Otros Modos y se resumen en la tabla 10.1 del anexo B.6).

Para la obtención de la clasificación establecida en la tabla 10.1 del anexo B.6, se han considerado los valores de importancia resultantes tanto del Riesgo en Parada como en Operación a Potencia, habiéndose de tener en cuenta las consideraciones relativas al impacto de algunas válvulas en el comportamiento de contención. Dichos comentarios son susceptibles de ser tomados en cuenta por el Panel de Expertos para una potencial reclasificación de la categoría de riesgo asignada basándose exclusivamente en los resultados de riesgo debido al APS de Nivel 1.

Pendiente de las discusiones del panel de expertos y de las consideraciones antes mencionadas que puedan dar lugar a una reclasificación de la categoría de riesgo asociada a cada válvula, los resultados en cuanto a número de válvulas en cada una de las categorías son los siguientes:

Categoría de riesgo	Clasificación antigua	Clasificación propuesta
Alta (HSS)	33	33
Media (MSS)	8	0
Baja (LSS)	110	119
	151	152

La diferencia en el número total de válvulas categorizadas es debida a la válvula VM1418, que ha sido añadida a la configuración de planta dónde se desmonta la válvula solenoide VS1425 y se sustituye por la válvula motorizada VM1418.

Válvulas neumáticas

La evaluación de las válvulas neumáticas en el alcance de los modelos de APS proporciona una primera categorización en base a su significación en la seguridad.

Se presenta en la Tabla 7 del Anexo C.1 la categorización (CA, CB o CP) obtenida para cada una de las válvulas. Para cada válvula se incorpora un campo de clasificación según el modelo de Nivel 1 a Potencia, Nivel 1 en Otros Modos, Nivel 2 a Potencia y finalmente la clasificación Global.

El resultado es de:

- 12 AOVs de Alta significación
- 24 AOVs de Potencial significación contabilizando las homólogas
- 72 restantes de Baja significación

El Anexo C.5 de este informe, resume la caracterización de cada una de las válvulas en el alcance de este análisis, que constituye la sección dedicada a APS en las Hojas de Datos a utilizar por el panel de expertos.

Agradecimientos

Mi agradecimiento al departamento de Análisis de Seguridad, de la unidad de Licenciamiento y Seguridad Operativa de la Asociación Nuclear Ascó- Vandellós II por el apoyo recibido durante mi estancia en prácticas y, posteriormente, para la realización del presente trabajo. Reconocimiento especial a José Miguel García y Héctor Hernández, que me iniciaron en los conceptos del APS y con los que he trabajado más estrechamente.

También quiero agradecer a mi tutor Alfredo de Blas y a Pedro Díaz por las indicaciones recibidas durante la confección del trabajo, y el apoyo que me dieron durante este periodo.

Bibliografía

- [1] APS-IA-015. *Priorización y Categorización de las Pruebas de Válvulas Motorizadas Basadas en el Riesgo* (G.L. 89-10). Rev. 0.
- [2] V-EC-1658-A, Rev 2. RISK RANKING APPROACH FOR MOTOR-OPERATED VALVES IN RESPONSE TO GENERIC LETTER 96-05. (July, 1998)
- [3] W.E. Vesely, G.H. Weidenhamer. Prioritization of Motor Operated Valves based on Risk Importances.
- [4] RISK SPECTRUM. Professional Risk and Reliability Software. Version 1.3.0 Relcon AB.
- [5] "Definición del alcance del Plan de Actuación de AOVs, proporcionada por Proyectos, Programas y Materiales"